Kernbrennstoff	UO_2/MOX	Kühlmittel und Moderator	H_2O, voll entsalzt
Anreicherung an U-235	bis zu 4 %	therm. Reaktorleistung	3 765 MW
Kernbrennstoffmenge	103 t	elektr. Bruttoleistung	1 440 MW
Anzahl der Brennelemente	193	elektr. Nettoleistung	1 370 MW
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	236	Nettowirkungsgrad	36,4 %
Brennstablänge	4,83 m	mittlere Leistungsdichte im Reaktorkern	93,2 kW /dm^3
Brennstabdurchmesser	10,75 mm	Entlade-Abbrand (Gleichgewichtskern)	ca. 53 000 MWd/t U
Anzahl der Steuerstäbe	61	Wärmeübertragungsfläche im Reaktorkern	6 036 m^2
Absorbermaterial	In, Ag, Cd	Kondensator-Kühlfläche	3 x 20 781 m^2

Tab. 6-2: Technische Daten zum Kernkraftwerk Brokdorf

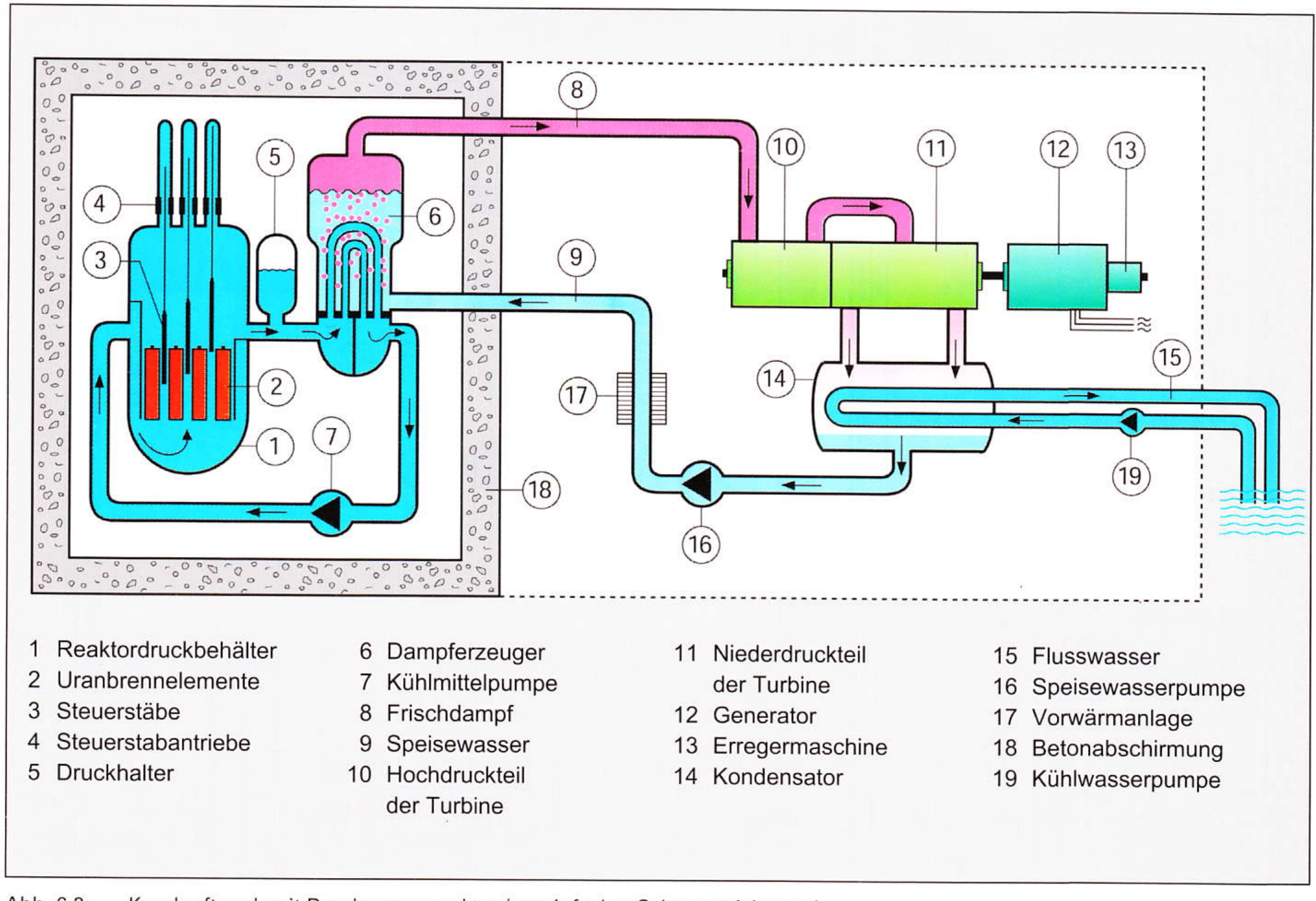


Abb. 6.2: Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

gespalten werden. Es ist im natürlichen Uran mit 0,7 % enthalten und in den Brennelementen auf bis zu 3,5 % angereichert. Das Uran-238 ist in diesen Reaktortypen als Spaltstoff nicht zu verwenden. Der Kern eines Atoms Uran-238 kann aber ein Neutron aufnehmen und sich anschließend in mehreren Stufen zu Plutonium-239 umwandeln. Dies wird am effektivsten durch schnelle Neutronen gespalten und ist deshalb als Spaltstoff geeignet. In Schnellen Brutreaktoren werden beide Vorgänge gezielt herbeigeführt:

- Es finden Kernspaltungen statt, wodurch Energie freigesetzt wird.
- Ein Teil des Uran-238 wird in spaltbares Plutonium-239 umgewandelt (Brutvorgang).

Bei Brutreaktoren ist eine hohe Konzentration an spaltbarem Plutonium notwendig, weil schnelle Neutronen verwendet werden. Sie führen mit geringerer Wahrscheinlichkeit zu Kernspaltungen als langsame. Der Reaktorkern ist deshalb kompakter gebaut und besitzt eine Spaltstoffkonzentration, die deutlich höher liegt als bei den Leichtwasserreaktoren. In Brutreaktoren kann der Prozess so gesteuert werden, dass aus Uran-238 mehr spaltbares Plutonium-239 erzeugt wird, als durch Kernspaltungen verbraucht wird. Da sowohl bei der Kernspaltung als auch bei der Erbrütung von Plutonium schnelle Neutronen eingesetzt werden, nennt man diesen Reaktortyp „Schneller Brüter" oder „Schneller Brutreaktor".

In dem französischen Brutreaktor Phénix konnte nachgewiesen werden, dass auf 100 Plutoniumkerne, die gespalten werden, 115 Plutoniumkerne neu erbrütet werden. Es entsteht also ein Überschuss an spaltbarem Material, das in anderen Leichtwasserreaktoren oder Brutreaktoren als Spaltstoff eingesetzt werden kann. Da aber bei der Aufbereitung der Spalt- und Brutstoffe Verluste entstehen, kann durch den Einsatz von 100 g Plutonium letztlich nicht 115 g Plutonium gewonnen werden. Nach dem heutigen Stand der Technik ist es aber möglich, das Natururan etwa 60-mal besser auszunutzen als in den Leichtwasserreaktoren.

Da Brutreaktoren nur mit schnellen Neutronen betrieben werden, darf kein Moderator vorhanden sein. Als Kühlmittel kommt deshalb auch kein Wasser in Frage. Es würde die Neutronen zu schnell auf geringe Geschwindigkeiten abbremsen (moderieren). Außerdem könnte Wasser die große Menge an Wärmeenergie, die aufgrund der hohen Spaltstoffkonzentration erzeugt wird, nicht schnell genug abführen. Als Kühlmittel wird deshalb flüssiges Natrium verwendet. Sein Schmelzpunkt liegt bei 98 °C, sein Siedepunkt bei 883 °C. Mit einer Temperatur von

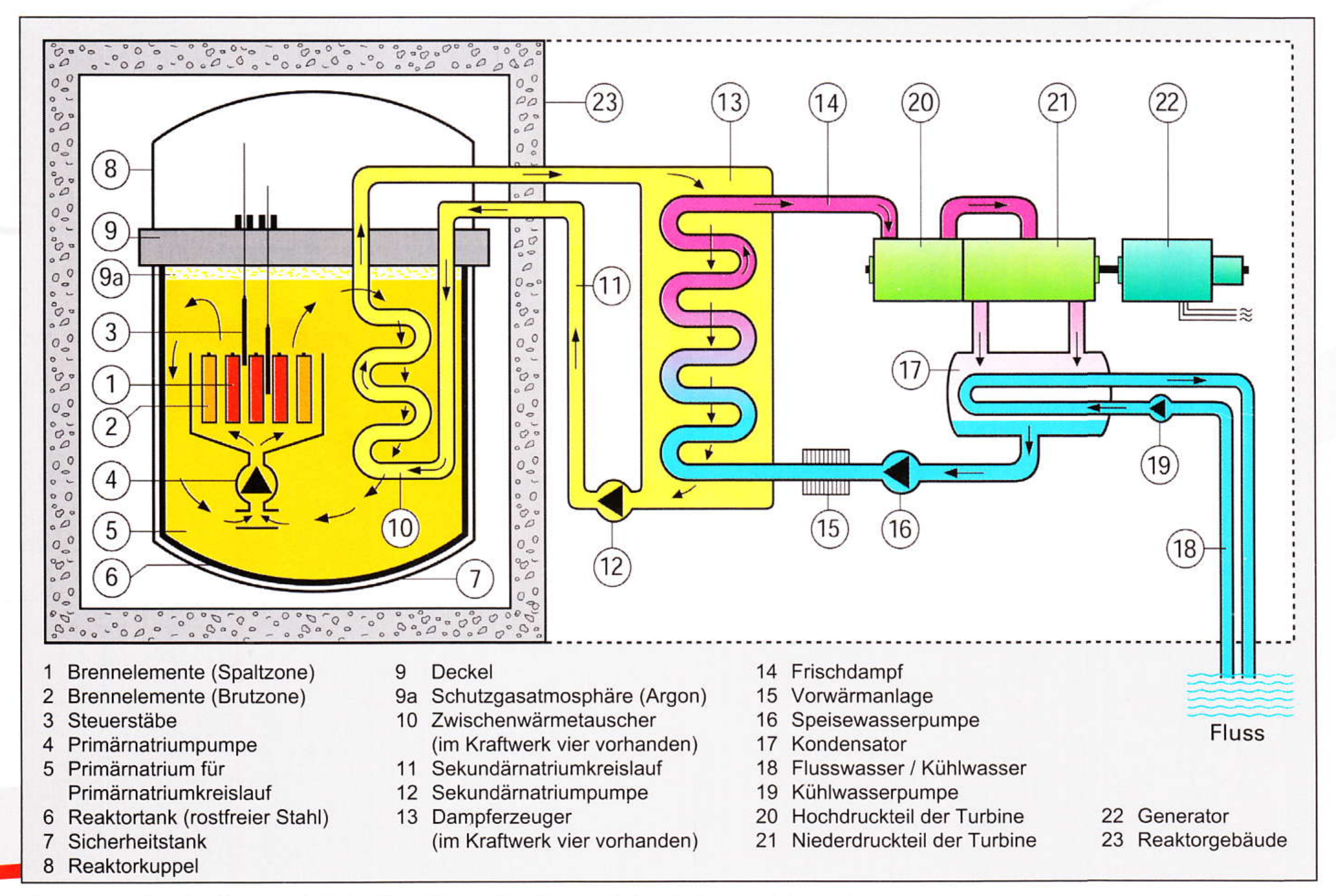


Abb. 6.3: Kernkraftwerk mit Schnellem Brutreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

rund 400 °C tritt es von unten in den Reaktorkern ein und verlässt ihn wieder mit etwa 550 °C. Da das Natrium dabei nicht siedet, ist auch der entstehende Druck relativ niedrig. Im Primärkreislauf liegt er bei etwa 10 bar (1 Mpa).

In einem Zwischenwärmetauscher gibt das flüssige Natrium des Primärkreislaufs seine Wärme an das Natrium eines Sekundärkreislaufs ab. Ein weiterer Wärmetauscher bildet den Dampferzeuger. In ihm erzeugt das flüssige Natrium des Sekundärkreislaufs Wasserdampf von rund 500 °C (bei rund 180 bar), der dann einer Dampfturbine zugeführt wird (Abb. 6.3).

Die Verwendung von drei Kreisläufen ist aus sicherheitstechnischen Gründen notwendig. Das Natrium, das im Reaktor strömt, wird durch die freien Neutronen radioaktiv. Es entsteht radioaktives Na-24, das unter Aussenden eines Betateilchens zu Magnesium zerfällt:

$$^{23}_{11}Na + {}^{1}_{0}n \rightarrow {}^{24}_{11}Na \quad \text{(Aktivierung)}$$

$$^{24}_{11}Na \rightarrow {}^{0}_{-1}e + {}^{24}_{12}Mg \quad \text{(radioaktiver Zerfall)}$$

$T_{1/2}$ = 14,96 h

Um das radioaktive Natrium in der Sicherheitszone des Reaktorgebäudes zu halten, wird die Wärme über einen sekundären Natriumkreislauf dem Wasser-Dampf-Kreislauf zugeführt. Das Natrium in dem sekundären Kreislauf ist nicht mehr radioaktiv. Der zweite Natrium-Kühlkreislauf verhindert also, dass bei Störfällen das radioaktive Natrium des Primärkreislaufs mit dem Wasser-Dampf-Kreislauf in Berührung kommt.

6.4 Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (Beispiel: THTR-300)

Eine weitere Möglichkeit, Kernenergie zur Erzeugung elektrischer Energie zu nutzen, bietet der Hochtemperaturreaktor. Wie im Namen ausgedrückt wird, können mit diesem Reaktortyp relativ hohe Temperaturen erzeugt werden. Während Leichtwasserreaktoren Kühlmitteltemperaturen bis etwa 330 °C und Schnelle Brüter bis 550 °C erreichen, liegt bei Hochtemperaturreaktoren die Kühlmitteltemperatur bei 750 °C und darüber. Es kann dann nicht nur Dampf zum Antrieb von Turbinen, sondern auch Prozesswärme (z. B. zur Kohlevergasung) erzeugt werden.

In der Nähe von Hamm (Westfalen) ist von 1985 bis 1989 ein Hochtemperaturreaktor betrieben worden, um technische Erfahrungen mit dieser Technologie zu gewinnen. Aus wirtschaftlichen Gründen wird die Reaktorlinie jedoch zurzeit nicht weiter verfolgt. Da sie aber eine technisch sehr interessante Lösung darstellt, wird das Demonstrationskraftwerk von Hamm hier beschrieben.

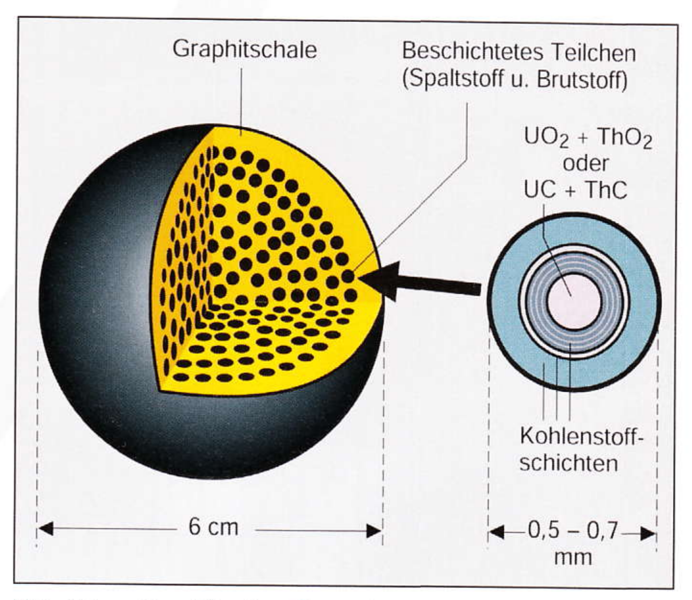


Abb. 6.4: Kugelförmiges Brennelement des THTR-300

Die Brennelemente in dem bei Hamm errichteten Hochtemperaturreaktor THTR-300 waren Graphitkugeln mit einem Durchmesser von 6 cm. Sie enthielten als Spaltstoff etwa 1 g Uran-235 und als Brutstoff etwa 10 g Thorium-232 in Form beschichteter Teilchen von 0,5 bis 0,7 mm Durchmesser. Etwa 35 000 solcher umhüllten Teilchen waren in einer Kugel untergebracht (Abb. 6.4).

Uran-235 wird durch langsame Neutronen gespaltet und dabei aus dem Thorium-232 Uran-233 erbrütet, das ebenfalls durch langsame Neutronen spaltbar ist. Während des Betriebes erzeugte der Thorium-Hochtemperaturreaktor also einen Teil des Spaltstoffs selbst. Bei diesem Reaktortyp wurde Graphit als Moderator verwendet.

Rund 675 000 kugelförmige Betriebselemente waren in dem Reaktor untergebracht. Diese Erstbeladung bestand aus ca. 360 000 Brennelementkugeln, ca. 280 000 Graphitkugeln (zusätzlicher Moderator) und ca. 35 000 borhaltigen Kugeln (Absorber). Die Brennelementkugeln befanden sich in einem Behälter aus Graphitblöcken mit einem Durchmesser von 5,6 m und einer Höhe von 6 m. Er stützte den Kugelhaufen ab und diente gleichzeitig als Neutronenreflektor. Um die bei den Kernprozessen auftretende Gammastrahlung abzuschirmen, war der Graphitbehälter von einem eisernen Schild umgeben (Abb. 6.5).

Die im Reaktor erzeugte Wärme wurde durch das Edelgas Helium nach außen geführt (Heliumkühlkreis). Es strömte von oben mit einer Temperatur von 250 °C in den Reaktor und verließ ihn unten mit einer Temperatur von 750 °C.

Reaktordaten		Primärkühlkreislauf	
thermische Leistung	759,5 MW	Kühlmittel	He
elektrische Leistung	307,5 MW	Eintrittstemperatur	250 °C
Wirkungsgrad	40,49 %	Austrittstemperatur	750 °C
Spaltstoff	U-235	Druck	39,2 bar (3,92 MPa)
Masse des Spaltstoffs U-235	344 kg	**Wasser-Dampf-Kreislauf**	
Brutstoff	Th-232	Arbeitsmittel	H_2O
Masse des Brutstoffs	6 400 kg	Speisewassertemperatur	180 °C
Spaltstoffanteil am Schwermetall-Einsatz	5,4 %	Frischdampftemperatur	530 °C
Absorbermaterial	B_4C	Frischdampfdruck	177,5 bar (17,75 MPa)

Tab. 6-3: Technische Daten zum THTR-300

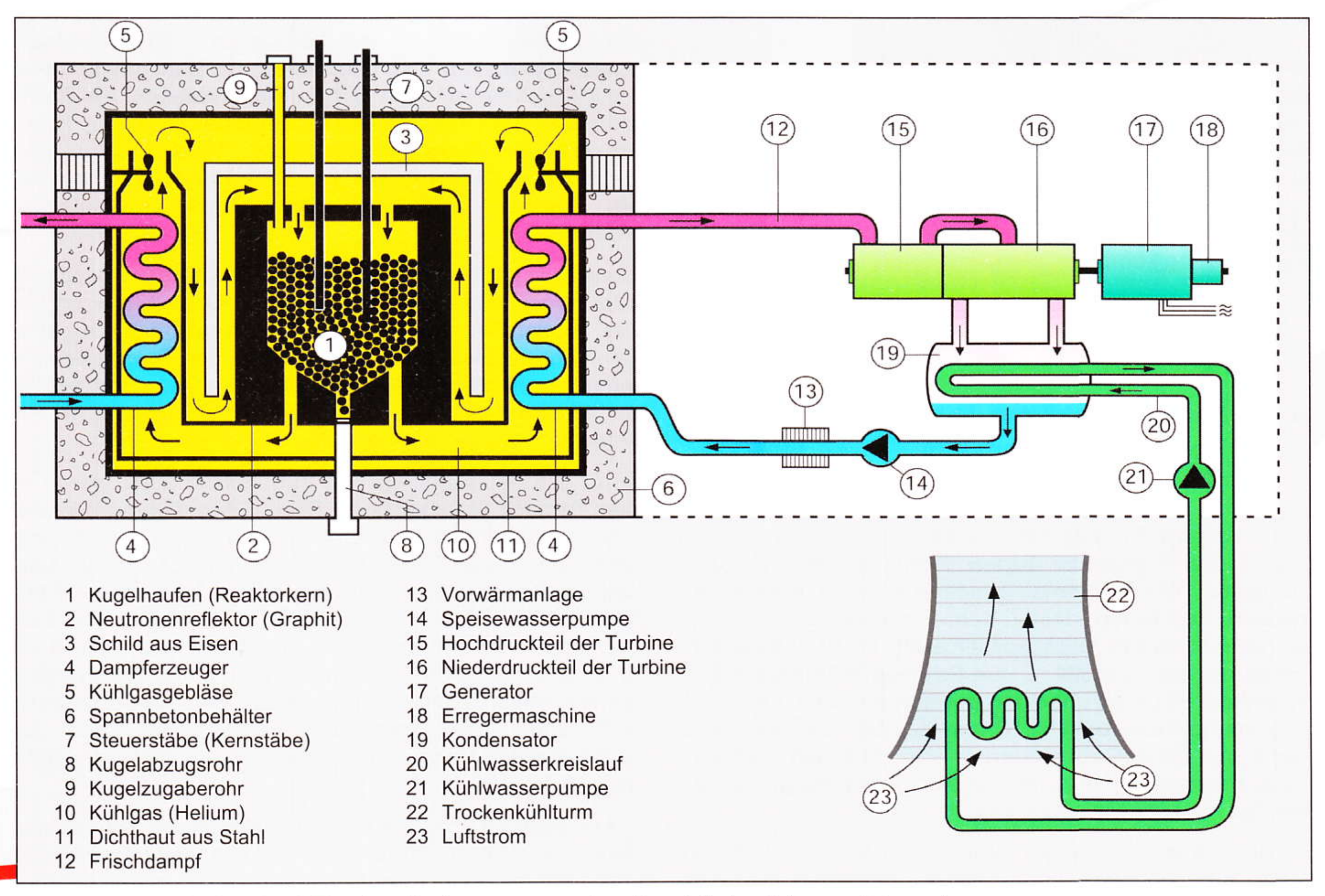


Abb. 6.5: Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

In sechs Dampferzeugern (in der Abbildung nur zwei dargestellt) gab das Helium seine Wärme an einen Wasser-Dampf-Kreislauf ab. Zur Steuerung und Abschaltung des Reaktors konnten 42 Regelstäbe von oben in den Kugelhaufen eingefahren werden (Tab. 6-3).

Die Hauptkomponenten (Kugelhaufen, Neutronenreflektor, Schild aus Eisen, Dampferzeuger, Kühlmittelgebläse sowie Einrichtungen zur Reaktorsteuerung und Reaktorabschaltung) waren in einem berstsicheren Spannbetonbehälter mit einer Wandstärke von 4,5 bis 5 m untergebracht. Er hielt dem Innendruck von etwa 40 bar (4 MPa) stand und diente gleichzeitig zur Abschirmung der Neutronen- und Gammastrahlung.

Im Reaktordruckbehälter befand sich auch die Beschickungsanlage. Sie ermöglichte eine fortlaufende Entnahme und Zugabe der kugelförmigen Brennelemente. Bei Volllast wurden an einem Tag 3 700 Kugeln umgesetzt und etwa 620 abgebrannte Brennelemente durch neue ersetzt. Die Brennelemente sollten im Mittel ungefähr drei Jahre im Reaktor bleiben und ihn in dieser Zeit rund sechsmal durchlaufen.

Mit dem in den Wärmetauschern erzeugten Dampf wurde eine Turbine angetrieben, die mit einem Generator gekoppelt war. Zur Kondensatorkühlung wurde bei dem Thorium-Hochtemperaturreaktor ein Kühlkreislauf mit einem Naturzug-Trockenkühlturm verwendet. Die durch den Turm emporsteigende Luft führte die Wärme des Kondensatorkühlkreises ab. Die Wärme wurde also nicht an einen Fluss, sondern an die Luft abgegeben.

Der Thorium-Hochtemperaturreaktor zeichnete sich durch besondere Sicherheit aus. Das Kühlmittel Helium wird durch Neutronenbestrahlung praktisch nicht aktiviert. Außerdem verhält es sich auch bei hohen Temperaturen chemisch neutral. Der in den Brennelementkugeln eingesetzte Graphit mit einer Schmelztemperatur von 3 650 °C konnte bei den im Reaktor auftretenden Temperaturen nicht schmelzen.

6.5 Kernkraftwerk mit Siedewasser-Druckröhrenreaktor (Beispiel: RBMK 1000)

RBMK ist die Abkürzung der russischen Bezeichnung für einen heterogenen, wassergekühlten, graphitmoderierten Druckröhrenreaktor. Die Zahl 1 000 gibt die elektrische Leistung in MW an. Der Reaktorkern besteht aus etwa 1 700 t Graphitziegeln, die zu einem zylindrischen Block von 7 m Höhe und 12 m Durchmesser aufgeschichtet sind. Das Volumen des Reaktorkerns ist mehr als 10-mal größer als bei einem Siedewasserreaktor der Bundesrepublik Deutschland.

In dem Block aus Graphitziegeln befinden sich senkrechte Bohrungen für die 1 661 Druckröhren. In ihnen hängen je zwei Brennelemente übereinander. Jedes Brennelement ist etwa 3,65 m lang und enthält etwa 115 kg Uran. Insgesamt befinden sich 190 t UO_2 mit einem Anteil von 2 % U-235 im Reaktor. Für die 211 Steuer- bzw. Absorberstäbe gibt es eine entsprechende Anzahl weiterer Bohrungen.

Der Graphitblock mit den Druckröhren ist von einem Stahlbehälter umkleidet, der jedoch nicht als Druckbehälter konstruiert ist. Der freie Raum im Behälter ist mit einem Schutzgas ausgefüllt (Verhinderung von Graphitbränden). In den Brennelementen finden Kernspaltungen statt. Die dabei erzeugte Wärme wird vom Wasser aufgenommen, das dadurch z. T. verdampft. Das Wasser-Dampf-Gemisch gelangt aus den Druckröhren zu Dampfabscheidern, in denen eine Trennung von Wasser und Dampf herbeigeführt wird. Der Dampf strömt zu zwei Turbinen, das Wasser wird wieder in den Reaktor zurückgepumpt (Abb. 6.6 und Tab. 6-4).

Für die Entwicklung des RBMK-Typs in der ehemaligen UdSSR gab es mehrere Gründe:

- Die technische Fertigung von Druckröhren ist wesentlich einfacher als die von Druckbehältern.
- Die Entwicklung von Reaktoren größerer Leistung ist bei diesem Typ leicht möglich, da gleiche Komponenten lediglich in ihrer Anzahl vermehrt zu werden brauchen.
- Ein Brennelementwechsel ist während des Betriebes möglich, was Stillstandzeiten vermeidet.
- Um Plutonium zu gewinnen, können die Brennelemente nach der optimalen Brutzeit während des Betriebes entnommen werden.

Den ökonomischen Vorteilen stehen jedoch eine Reihe reaktortechnischer Nachteile gegenüber:

- Der Dampfblasenkoeffizient ist positiv. Der Reaktor neigt dadurch zu instabilem Verhalten.
- Das Volumen des Reaktorkerns ist mehr als 10-mal so groß wie bei Leichtwasserreaktoren. Es ist eine aufwendige und komplizierte Steuerung der Kettenreaktion notwendig.
- Fast 2 000 Druckröhren müssen überwacht werden.
- Ein Sicherheitsbehälter fehlt.

Am Standort Tschernobyl in der Ukraine wurden vier Kernkraftwerksblöcke vom Typ RBMK 1000 betrieben. Im Block 4 kam es am 26. April 1986 durch eine Reihe von Bedienungsfehlern im Zusammenhang mit einem technischen Experiment zu einem katastrophalen Unfall. Die Anzahl der Kernspaltungen nahm in wenigen Sekunden rapide zu, so dass die Brennstofftemperatur etwa 3 000 °C erreichte. Der daraus resultierende starke Anstieg des Dampfdruckes führte zum Bersten von etwa 30 % der Druckröhren. Radioaktive Stoffe gelangten in die Umwelt.

thermische Leistung	3 200 MW	Brennelemente je Druckrohr	2
elektrische Leistung	1 000 MW	Brennstäbe je Brennelement	18
Wirkungsgrad	31 %	Brennelementlänge	3,65 m
Kernbrennstoff	UO_2	Anzahl der Führungsrohre mit Steuer- u. Abschaltstäben	211
Gesamtmasse Uran	ca. 190 t	Stabeinfahrgeschwindigkeit bei Regelung/Abschaltung	20/40 cm/s
Anreicherung U-235	2 %	Kühlmittel	H_2O
Moderator	Graphit	Kühlmitteltemperatur Kerneintritt	270 °C
Gesamtmasse Moderator	ca. 1 700 t	Kühlmitteltemperatur Kernaustritt	284 °C
Anzahl der Druckrohre für Brennelemente	1 661	Kühlmitteldurchsatz	37 600 t/h
Gesamtlänge eines Druckrohres	22 m	Frischdampfdruck	70 bar
Druckrohr-Außendurchmesser	88 mm	Frischdampfdurchsatz	5 780 t/h

Tab. 6-4: Technische Daten zum RBMK 1000

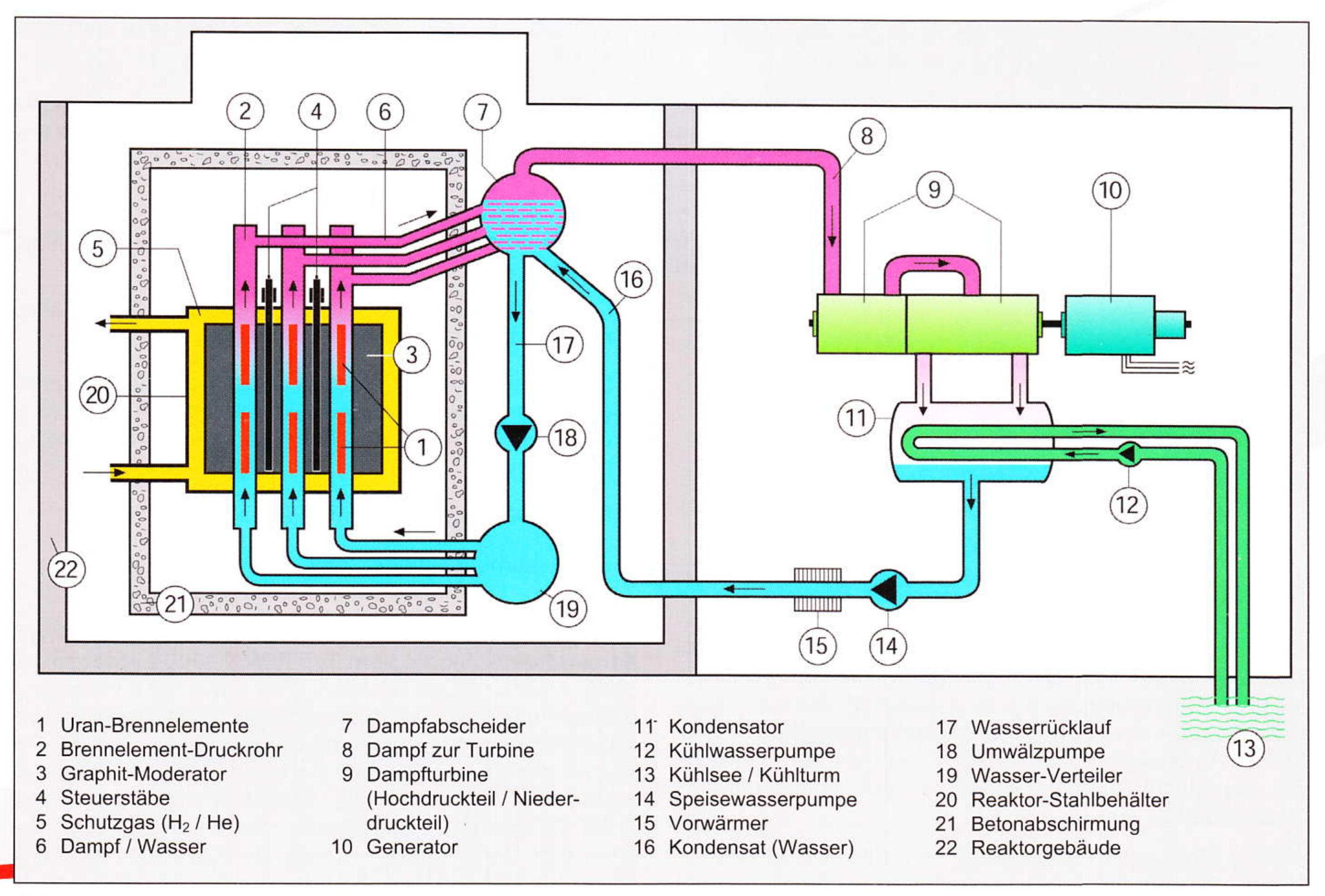


Abb. 6.6: Kernkraftwerk mit Siedewasser-Druckröhrenreaktor (RBMK 1000)

7 Sicherheitseinrichtungen bei Kernkraftwerken

7.1 Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk

Die von einem Kernreaktor ausgehende Strahlung hat verschiedene Ursachen:

- Bei der Spaltung der Kerne des U-235 mit Hilfe langsamer Neutronen tritt eine Neutronen- und Gammastrahlung auf. Beispiel:

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{131}_{53}I + ^{102}_{39}Y + 3^{1}_{0}n + \gamma$$

  Beide Strahlenarten haben ein hohes Durchdringungsvermögen. Sie müssen deshalb durch eine Reihe von Barrieren abgeschirmt werden.

- Die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte sind aufgrund ihres Neutronenüberschusses meist radioaktiv. Man kennt heute etwa 200 verschiedene Spalt-Radionuklide, die sich auf 35 verschiedene Elemente beziehen (von Zink mit der Kernladungszahl 30 bis zum Terbium mit der Kernladungszahl 65).

  Die Spaltprodukte wandeln sich unter Aussenden von Betastrahlen in stabile Kerne um. Dabei werden zum Teil Zerfallsreihen durchlaufen (Abb. 7.1 und Abb. 7.2). Es ist aber auch Neutronenemission möglich. Radioaktive Isotope eines bestimmten Elements (z. B. radioaktives Iod) können direkt bei der Kernspaltung oder beim nachträglichen Zerfall eines Spaltproduktes entstehen.

- Eine weitere Quelle bilden die Aktivierungsprodukte. Zunächst inaktive Nuklide können sich durch Aufnahme eines freien Neutrons in Radionuklide umwandeln. Hier zwei Beispiele:

$$^{58}_{26}Fe + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{59}_{26}Fe \quad \text{(Aktivierung)}$$

$$^{59}_{26}Fe \rightarrow ^{59}_{27}Co + ^{0}_{-1}e + \gamma \quad \text{(radioaktiver Zerfall)}$$

  $T_{1/2}$ = 44,5 d

$$^{59}_{27}Co + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{60}_{27}Co \quad \text{(Aktivierung)}$$

$$^{60}_{27}Co \rightarrow ^{60}_{28}Ni + ^{0}_{-1}e + \gamma \quad \text{(radioaktiver Zerfall)}$$

  $T_{1/2}$ = 5,272 a

  Materialien im Bereich der Neutronenstrahlung, wie z. B. das Kühlmittel Wasser, der Beton, Stahl und seine Legierungsbestandteile, Korrosionsprodukte oder die Luft können auf diese Weise radioaktiv werden und dann über eine mehr oder weniger lange Zeit Strahlung aussenden.

- Neben den Spalt- und Aktivierungsprodukten entstehen durch Neutroneneinfang im U-238 das Plutonium-Isotop Pu-239 und in geringerem Umfang weitere Plutonium- und Transplutonium-Isotope (siehe Kap. 4.5). Pu-239 ist auch durch langsame Neutronen spaltbar und trägt insofern zu den Kernspaltungsprozessen im Reaktor bei.

- Einen gegenüber diesen Strahlenquellen nur sehr geringen Beitrag liefert die Aktivität der als Kernbrennstoff verwendeten Uranisotope U-235 und U-238. Insofern liegt auch vor der Inbetriebnahme eines Reaktors bereits eine Strahlenquelle vor.

7.2 Grundlegendes Sicherheitskonzept

Bei Kernspaltungen und von den künstlich erzeugten Radionukliden werden ionisierende Strahlen ausgesandt. Sie stellen für Lebewesen eine Gefahr dar. In Kernkraftwerken werden deshalb die Strahlen abgeschirmt und die strahlenaussendenden Radionuklide sicher eingeschlossen. Diese grundlegenden Anforderungen müssen sowohl bei normalem Reaktorbetrieb als auch im Störfall erfüllt sein:

- Ein störungsfreier Normalbetrieb wird durch Qualitätssicherung gewährleistet (Abb. 7.3). Es erfordert die Verwendung qualitativ hochwertiger Komponenten und Anlagenteile (optimale Werkstoffe, gewissenhafte Fertigung, umfassende Kontrollen und Wiederholungsprüfungen während der gesamten Lebensdauer der Anlage), die Einplanung hoher Sicherheitsreserven, eine schonende Betriebsweise und den Einsatz fachkundigen Betriebspersonals.

- Um Betriebsstörungen (z. B. geringer Druckanstieg in den Kühlmittelleitungen über den Regelbereich hinaus) feststellen und beherrschen zu können, sind Störungsmelder und Begrenzungseinrichtungen vorhanden. Werden bestimmte Grenzwerte überschritten, wird automatisch eine Korrektur vorgenommen, damit es nicht zu einem Störfall kommt. Leichtwasserreaktoren besitzen zusätzlich ein selbststabilisierendes Betriebsverhalten.

- Auslegungsstörfälle (z. B. Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) sind zwar aufgrund der vielen sicherheitstechnischen Vorkehrungen unwahrscheinlich, können im Prinzip aber dennoch eintreten. Sie müssen dann sicher beherrscht werden. Bei einem Auslegungsstörfall garantiert das Reaktorschutzsystem ein Abschalten des Reaktors, die Abfuhr der Nachwärme und den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars. Die Schäden in der Reaktoranlage werden dadurch begrenzt und in der Umgebung des Kernkraftwerkes keine Schäden verursacht.

  Die Spaltprodukte sind radioaktiv und erzeugen auch nach dem Abschalten des Reaktors große Wärmemengen. Diese so genannte Nachwärme beträgt anfangs etwa 5 % der Ausgangsleistung und nimmt mit der Zeit auf etwa 2 % ab. Bei einem Kraftwerk mit einer thermischen Leistung von 3 000 MW wären das 150 bis 60 MW. Bei fehlender Wärmeabfuhr würde die Temperatur bis weit über das Schmelzen der Brennstäbe hinaus ansteigen. Radioaktive Spaltprodukte könnten dann freigesetzt werden. Es muss also in jeder Situation sichergestellt sein, dass die Nachwärme abgeführt wird.

Die künstlich erzeugten Radionuklide (Spaltprodukte, Aktivierungsprodukte, Aktiniden) werden durch mehrere, gestaffelt hintereinander angeordnete Schutzbarrieren eingeschlossen. Die Radionuklide dürfen niemals unkontrolliert und in unzulässigen Mengen in die Biosphäre gelangen. Die Barrierenfunktion muss unter allen Störfallbedingungen aufrecht erhalten werden. Der Einschluss der in den Brennstäben vorhandenen Spaltprodukte ist oberstes Ziel der Reaktorsicherheitstechnik.

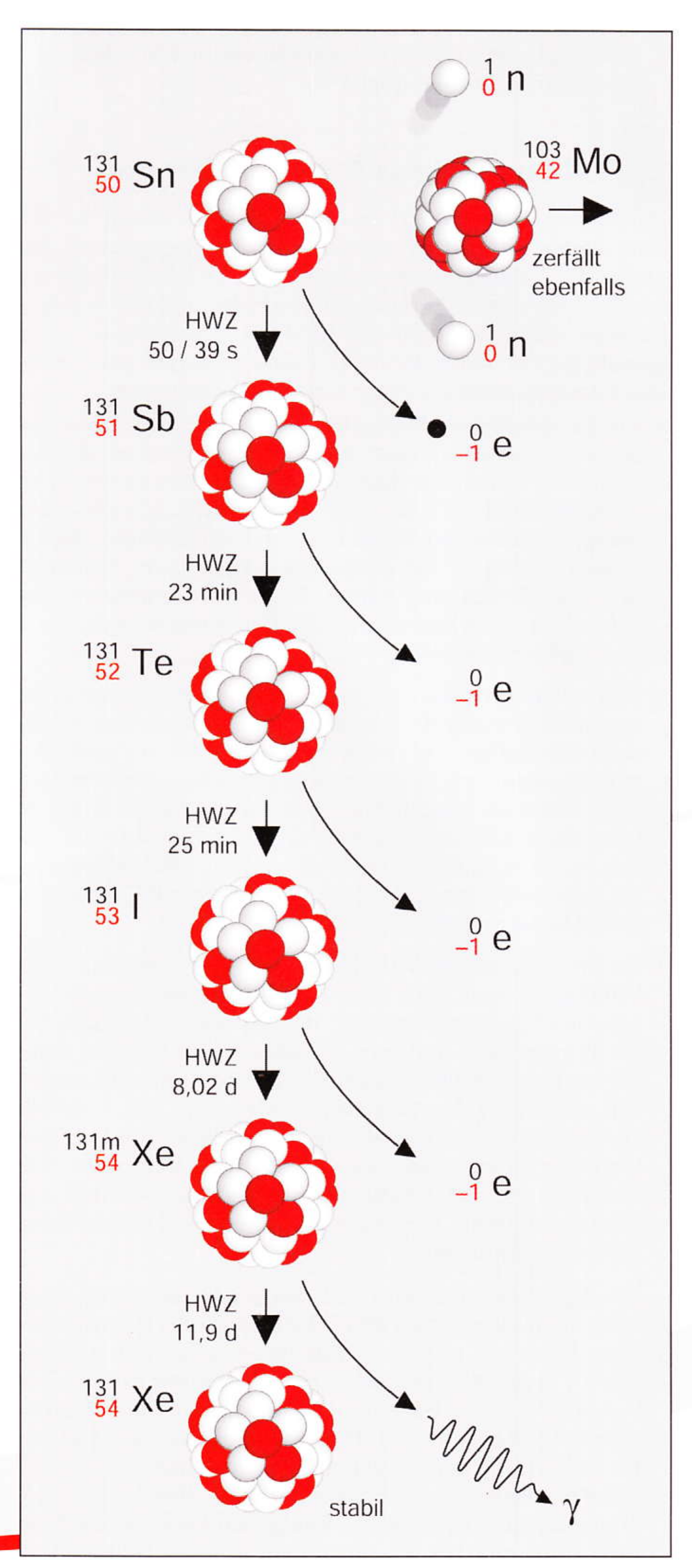


Abb. 7.1: Radioaktiver Zerfall des Sn-131

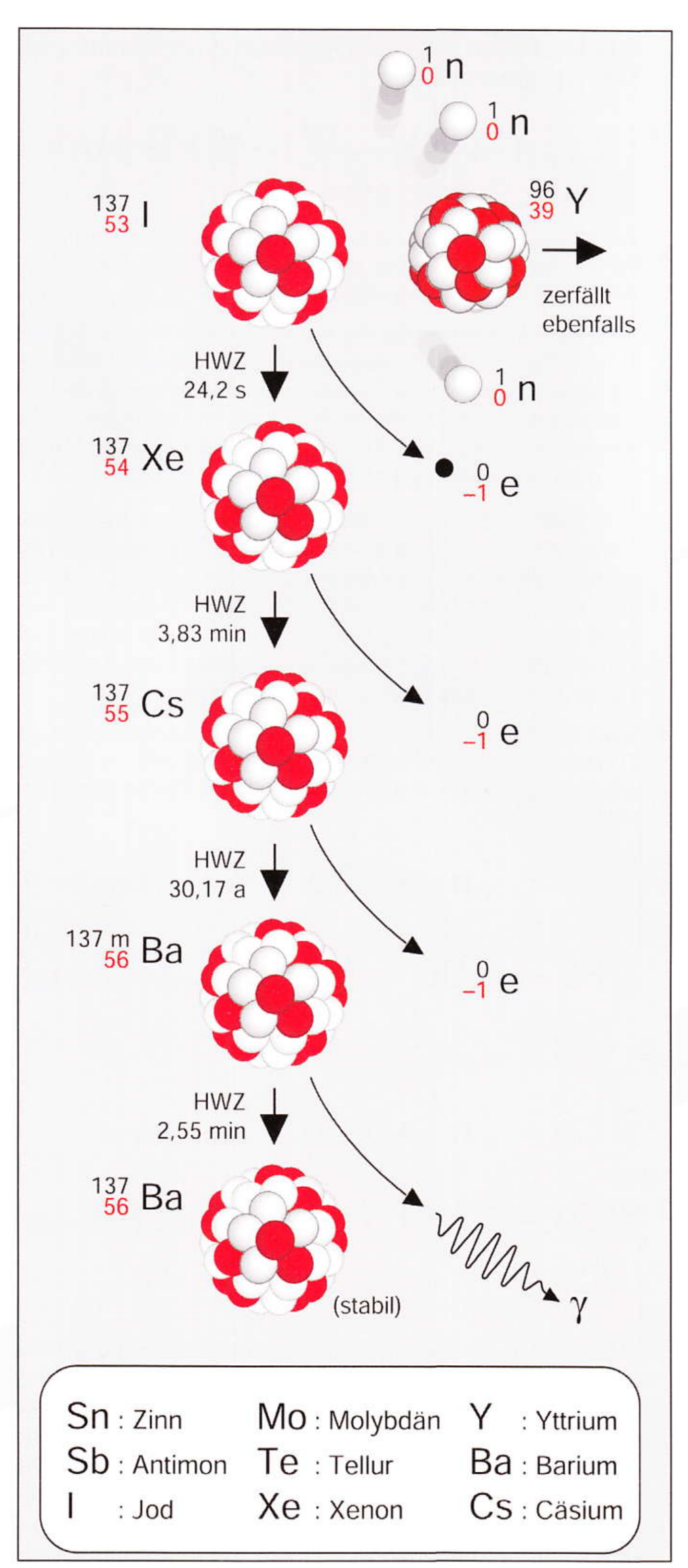


Abb. 7.2: Radioaktiver Zerfall des I-137

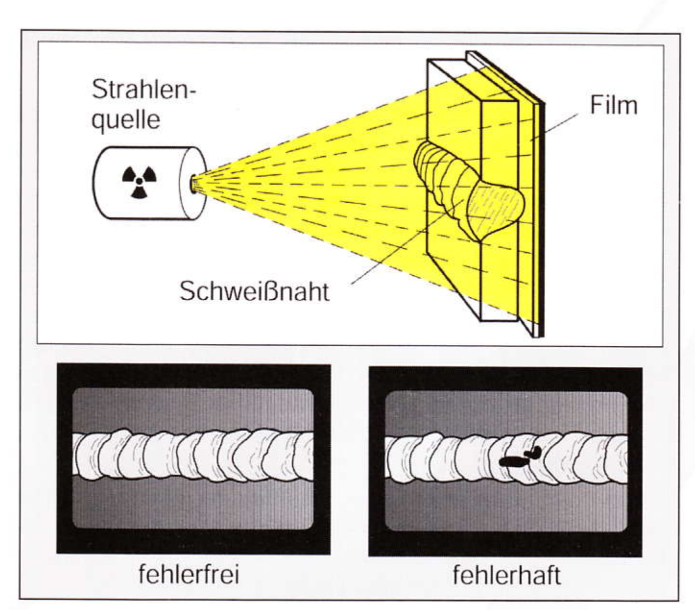


Abb. 7.3: Prüfung einer Schweißnaht mit Hilfe von Gammastrahlen

- Das umfassende Reaktorsicherheitssystem (Abb. 7.4) macht einen Unfall, bei dem radioaktive Stoffe unkontrolliert in größeren Mengen austreten, sehr unwahrscheinlich. Er ist aber nicht grundsätzlich auszuschließen, denn bei Kernkraftwerken kann man – wie bei allen anderen technischen Systemen auch – niemals eine 100 %ige Sicherheit erreichen.

Für solche theoretisch nicht auszuschließenden, aber höchst unwahrscheinlichen Ereignisse werden für das einzelne Kernkraftwerk zusätzliche Notfallschutzmaßnahmen geplant. Ihr Ziel ist es, Kernschäden zu verhindern und die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung soweit wie möglich zu begrenzen. Risikountersuchungen haben gezeigt, dass in deutschen Leichtwasserreaktoren einige Stunden bis zu einigen Tagen vergehen würden, bis aus einem Auslegungsstörfall bei angenommenem Versagen von Schutz- und Sicherheitseinrichtungen ein Unfall mit der Gefahr einer Aktivitätsfreisetzung wird. Diese Zeit reicht aber aus, um die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen einzuleiten. Das sind im Wesentlichen die Wiederherstellung

Qualitätssicherung:

Bei der Auswahl der Werkstoffe und ihrer Verarbeitung werden eine Vielzahl von Kontrollen vorgenommen. Während des Reaktorbetriebes sind laufende Kontrollen vorgeschrieben.

Redundanz:

[redundantia (lat.) = Überfülle]
Wichtige Sicherheitssysteme werden mehrfach (redundant) angeordnet. Es sind mindestens zwei Systeme mehr vorhanden (n+2), als für die eigentliche Funktion benötigt werden.

Diversität:

[diversitas (lat.) = Verschiedenheit]
Da auch mehrfach vorhandene gleichartige Sicherheitssysteme aus der gleichen Ursache (z. B. Konstruktionsfehler) versagen können, werden für den gleichen Zweck technisch unterschiedliche Einrichtungen vorgesehen.



Entmaschung:

Damit ein ausfallendes Sicherheitssystem das Nachbarsystem nicht beeinträchtigt, besitzen sie keine gemeinsamen Komponenten. Außerdem werden sie räumlich getrennt und baulich besonders geschützt angeordnet.

Fail-Safe:

[fail (engl.) = versagen,
safe (engl.) = sicher, gefahrlos]
Soweit eine technische Realisierung möglich ist, wird die Reaktoranlage bei Ausfällen automatisch in einen sicheren Zustand überführt ("fehlerverzeihendes" Sicherheitssystem).

Automatische Leittechnik:

Bei einer auftretenden Störung arbeitet das Reaktorsicherheitssystem selbständig und läßt sich durch ein möglicherweise falsches Verhalten des Betriebspersonals nicht stören. Das Sicherheitssystem kontrolliert sich selbst.

Konservative Auslegung:

An vielen Stellen der gesamten Reaktoranlage sind sog. Auslegungsreserven vorgesehen.

Abb. 7.4: Technische Grundsätze zur Erhöhung der Sicherheit eines Kernkraftwerkes

der Kernkühlung, die Bereitstellung weiterer Wasserreserven zur Kühlung und die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters.

Um die Sicherheit von Kernkraftwerken weiter zu verbessern, wird eine umfassende Sicherheitsforschung betrieben. Man versucht, einzelne Komponenten zu verbessern, vorhandene Sicherheitsreserven zu bestimmen, einzelne Schutz- und Sicherheitssysteme in ihrem Zusammenspiel unter immer neuen Bedingungen zu beurteilen sowie den Ablauf möglicher bzw. hypothetischer Störfälle zu analysieren. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse können zur Verbesserung der bestehenden Sicherheitssysteme beitragen. Neben den technisch denkbaren Störfällen sind auch solche Fälle vorstellbar, die sich einem technischen Zugriff des Menschen entziehen. So kann man z. B. gegen den Einschlag eines großen Meteoriten keine Sicherheitseinrichtungen schaffen. Für solche Fälle muss ermittelt werden, ob die Eintrittswahrscheinlichkeit so groß und die Auswirkungen so katastrophal sind, dass ein Risiko nicht mehr akzeptiert werden kann.

In den folgenden Abschnitten werden beispielhaft einige besonders wichtige Sicherheitseinrichtungen vorgestellt.

7.3 Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

Kernkraftwerke besitzen eine Reihe von Barrieren, die zwei Funktionen erfüllen. Sie schirmen die Direktstrahlung ab und sie verhindern wirksam das Austreten radioaktiver Stoffe (Abb. 7.5).

Alpha- und Betastrahlen werden durch das Kühlwasser vollständig abgeschirmt. Das Reaktordruckgefäß verringert die Gammastrahlung auf den 100 000sten Teil der Strahlung im Reaktorkern. Eine fast vollständige Abschirmung der verbleibenden Gammastrahlung und der Neutronenstrahlung geschieht durch einen 2 m dicken Schild aus Stahlbeton, der das Reaktordruckgefäß umgibt. Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude bilden weitere Barrieren, so dass außerhalb des Reaktors kaum direkte Strahlung aus dem Reaktor auftritt. Das Reaktorgebäude übernimmt gleichzeitig den Schutz des Reaktors gegen äußere Einwirkungen (z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz, Druckwellen).

Einige der Barrieren zur Strahlenabschirmung sind gleichzeitig Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe. Sie sind bei Siedewasser- und bei Druckwasserreaktoren vorhanden. Im Einzelnen sind dies:

- das Kristallgitter des Brennstoffes selbst,
- die Brennstabhülle,
- das Reaktordruckgefäß mit dem angeschlossenen Rohrsystem des Primärkühlkreises,
- der Sicherheitsbehälter mit Dichthaut,
- Rückhalteeinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe.

Im Folgenden werden die Barrieren, die das sichere Einschließen der radioaktiven Stoffe garantieren, näher beschrieben.

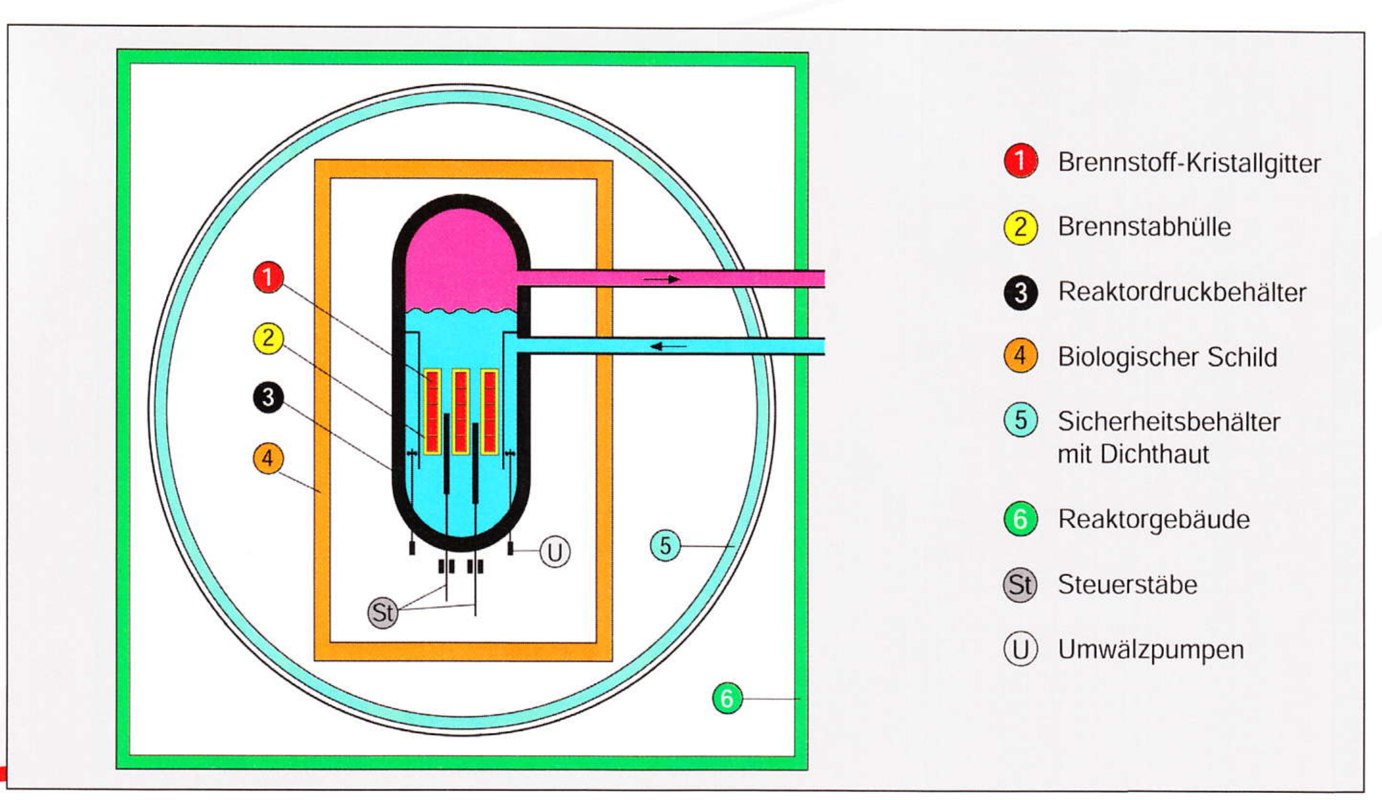


Abb. 7.5: Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

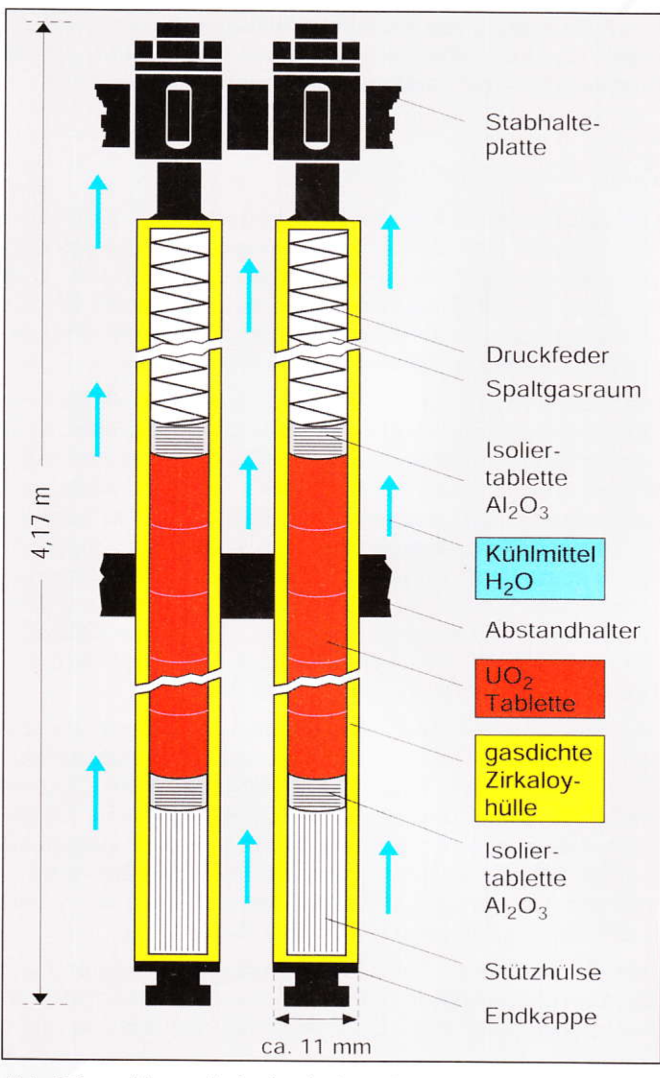


Abb. 7.6: Längsschnitt durch einen Brennstab (Prinzipdarstellung)

7.3.1 Brennstab

Für die Kernspaltung in Leichtwasserreaktoren wird heute fast ausschließlich Uran-235 verwendet. Es ist in dem in der Natur vorkommenden Uran mit einem Anteil von etwa 0,7 % enthalten. Dieser Anteil wird in dem sog. Kernbrennstoff auf 2 bis 4 % angereichert.

In Abb. 7.6 ist der Aufbau zylinderförmiger Brennstäbe im Längsschnitt wiedergegeben. Die Stäbe haben z. B. bei einem der heute üblichen Siedewasserreaktoren eine Länge von 4,17 m und einen äußeren Durchmesser von ca. 11 mm. Die Umhüllung besteht aus Zirkaloy (Zirkonium-Legierung) mit einer Wandstärke von 0,65 mm. Das Material der Brennstäbe soll den Kernbrennstoff von dem Kühlmittel des Primärkreislaufes trennen und außerdem verhindern, dass die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte in das Kühlmittel gelangen. Weitere Anforderungen sind mechanische Festigkeit, Korrosions- und Hitzebeständigkeit sowie eine geringe Neigung zur Neutronenabsorption.

Die aus Urandioxid (UO_2) gepressten, gesinterten (durch Erhitzen zusammengebackenen) und geschliffenen Pellets werden in das mit Endkappen verschlossene Rohr eingebracht. Eine Druckfeder drückt von oben auf die Pellets und hält sie in einer Säule fest zusammen. Dadurch wird gleichzeitig oberhalb des Kernbrennstoffes ein Raum für die bei der Kernspaltung entstehenden Edelgase und die leicht flüchtigen Spaltprodukte geschaffen. Der Spaltgasraum verhindert somit ein unzulässiges Anwachsen des Gasdruckes im Brennstoff bei der sehr starken Erwärmung.

Eine größere Anzahl von Brennstäben wird zu einem quadratischen Brennelement mit Hilfe von Abstandhaltern zusammengefasst. Beim Kernkraftwerk Krümmel sind 72 Brennstäbe in einem Element angeordnet (Abb. 7.7). Insgesamt befinden sich bei diesem Kernreaktor 840 Brennelemente mit einer Gesamtmenge von 150 t Urandioxid im Reaktorkern. Das als Kühlmittel und Moderator dienende Wasser strömt von unten an den durch die Kernspaltung erhitzten Brennstäben vorbei und führt somit die Wärme ab.

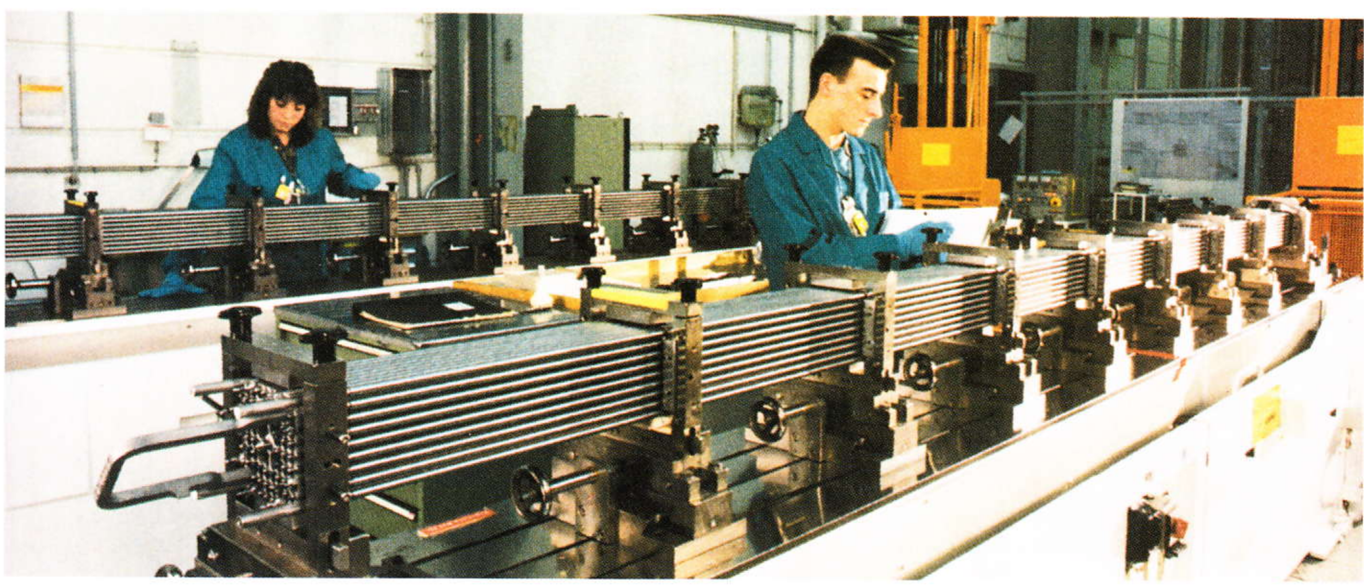


Abb. 7.7: Fertigung eines Brennelementes für einen Siedewasserreaktor, bestehend aus 72 Brennstäben mit einer Brennstablänge von 4,17 m

7.3.2 Reaktordruckgefäß

Das Reaktordruckgefäß mit dem angeschlossenen Rohrsystem für das Kühlmittel bildet die dritte Barriere. Das Reaktordruckgefäß eines modernen Druckwasserreaktors (z. B. Neckar-II) ist ein zylindrischer Stahlbehälter mit einer Höhe von 12 m und einem Innendurchmesser von 5 m. Seine Wandstärke beträgt 25 cm und sein Leergewicht rund 520 t. Die Abb. 7.8 zeigt das etwas kleinere Reaktordruckgefäß des Kernkraftwerks Biblis-A.

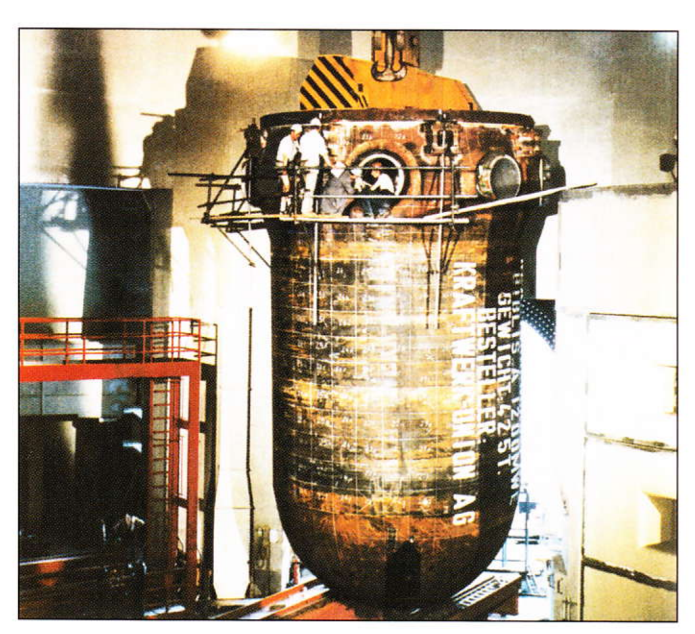


Abb. 7.8: Reaktordruckgefäß eines Druckwasserreaktors

Typbedingt ist das Reaktordruckgefäß eines Siedewasserreaktors größer als das eines Druckwasserreaktors. Beim Kernkraftwerk Krümmel beträgt die lichte Höhe des Reaktordruckgefäßes 22,38 m, der Innendurchmesser 6,78 m, die Wandstärke 17,1 cm und das Leergewicht 814 t.

Das Druckgefäß steht in einer Betonkammer (mit besonderer Kühlung), die die Funktion einer Strahlenabschirmung hat (biologischer Schild). Bei der Vielzahl der Brennstäbe, die in einem Kernreaktor enthalten sind, können vereinzelte Undichtigkeiten nicht ausgeschlossen werden. Ein geringer Anteil der im Brennstoff entstandenen radioaktiven Substanzen kann so in das Kühlmittel gelangen. Außerdem befinden sich im Wasser z. T. durch Neutronen aktivierte Korrosionsprodukte. Ein Austreten dieser Aktivitäten wird durch das Reaktordruckgefäß und die Wandungen des Kühlmittelkreises verhindert. Darüber hinaus wird dem Reaktorkühlkreislauf fortlaufend Wasser entnommen, von Korrosions- und Spaltprodukten befreit und dann gereinigt dem Kreislauf wieder zugeführt.

Die einzelnen Teile des Kühlmittelkreises sind im Allgemeinen durch Schweißnähte miteinander verbunden. Ihre Dichtigkeit wird durch besondere Prüfverfahren (Ultraschall, Röntgenstrahlen) in regelmäßigen Zeitabständen nachgewiesen. Sind an einzelnen Stellen des Kühlmittelkreislaufes Durchführungen nach außen erforderlich, z. B. für Pumpen, Ventile, Absperrschieber oder Turbinenwellen, so werden geeignete technische Maßnahmen vorgesehen, damit das Kühlmittel nicht austreten kann. Hierzu gehört beispielsweise die Verwendung spezieller Stopfbuchsen.

7.3.3 Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter mit den dazugehörigen Einrichtungen, wie z. B. schnellschließende Armaturen in den aus dem Sicherheitsbehälter herausführenden Rohrleitungen, stellt die vierte Sicherheitsbarriere in einem Kernkraftwerk dar. Sie umschließt das Reaktordruckgefäß und den unmittelbar daran anschließenden Teil des Kühlmittelkreislaufes.

Bei Siedewasserreaktoren wird ein Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem verwendet. Dadurch wird erreicht, dass der Behälter für einen niedrigeren Druck, als er sich beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels ergeben würde, ausgelegt bzw. kleiner ausgeführt werden kann. Dies wird dadurch ermöglicht, dass der z. B. aus einem Leck möglicherweise austretende Dampf über Rohrleitungen in Wasserbecken geleitet wird und dort kondensiert. Neben dem Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem gibt es den Volldrucksicherheitsbehälter. Er hält dem Druck stand, der beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels entsteht.

Der Sicherheitsbehälter eines heutigen Siedewasserreaktors hat die Form einer Kugel mit einem Innendurchmesser – z. B. beim Kernkraftwerk Krümmel – von 29,6 m (Abb. 7.9). Seine Wandstärke beträgt max. 30 mm. Da Behälter von solcher Größe nicht absolut gasdicht hergestellt werden können, befindet sich meist in einigen cm Abstand von der Außenwand des Sicherheitsbehälters noch eine Dichthaut aus Stahl von etwa 4 mm Wandstärke.

Der Zwischenraum wird durch Absaugung ständig auf Unterdruck gehalten. Dadurch wird eine unkontrollierte Aktivitätsabgabe verhindert. An geeigneten Stellen sind

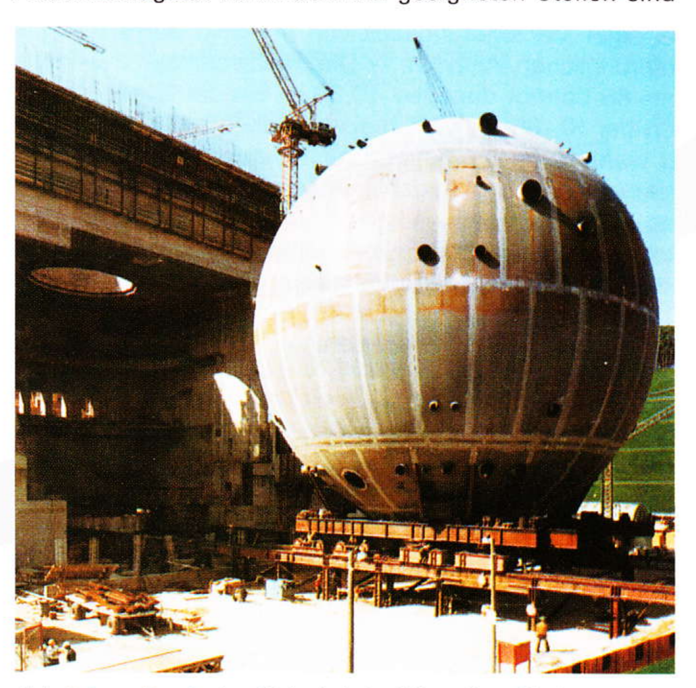


Abb. 7.9: Der fertige Sicherheitsbehälter eines Siedewasserreaktors wird in das Reaktorgebäude gefahren

Personen- und Materialschleusen vorgesehen. Damit bei einem Unfall die Innenwand des Sicherheitsbehälters durch das Platzen druckführender Anlagenteile nicht beschädigt werden kann, sind diese Komponenten innerhalb des Behälters noch besonders gesichert.

7.3.4 Rückhalteeinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe (Beispiel für einen Siedewasserreaktor)

Beim Normalbetrieb eines Kernkraftwerkes fallen gasförmige, flüssige und feste radioaktive Substanzen an. Für die Beseitigung dieser „Abfälle“ sind eine Reihe von Maßnahmen und Verfahren entwickelt worden, von denen hier zunächst nur die Rückhalteeinrichtungen beschrieben werden, die vor der zulässigen Abgabe bestimmter gasförmiger, leichtflüchtiger und flüssiger radioaktiver Stoffe an die Umgebung eingesetzt werden.

Von den bei der Kernspaltung entstehenden über 200 verschiedenen Spaltprodukten sind 20 % Edelgase. Weitere radioaktive Gase entstehen durch Neutronenbestrahlung der Luft im Raum zwischen dem Reaktordruckgefäß und dem biologischen Schild. Leicht flüchtig sind außerdem Iod, Rubidium und Cäsium. Ihr Anteil an der Gesamtaktivität der Abluft ist zwar relativ gering, doch können diese Substanzen im Gegensatz zu den Edelgasen chemische Verbindungen eingehen und sich deshalb im menschlichen Körper einlagern.

Bei einem Siedewasserreaktor strömen die im Reaktorwasser gelösten Gase und leichtflüchtigen Substanzen mit dem Dampf über die Turbine in die Kondensatoren. Von dort führt man sie einer Abgasaufbereitungsanlage zu. Dort werden die Gase über eine Verzögerungsleitung (Sandfilter), eine Aktivkohle-Verzögerungsanlage und ein Absolutfilter (Abb. 7.10) geleitet, ehe sie zusammen mit der Gebäudeluft über den Kamin abgegeben werden.

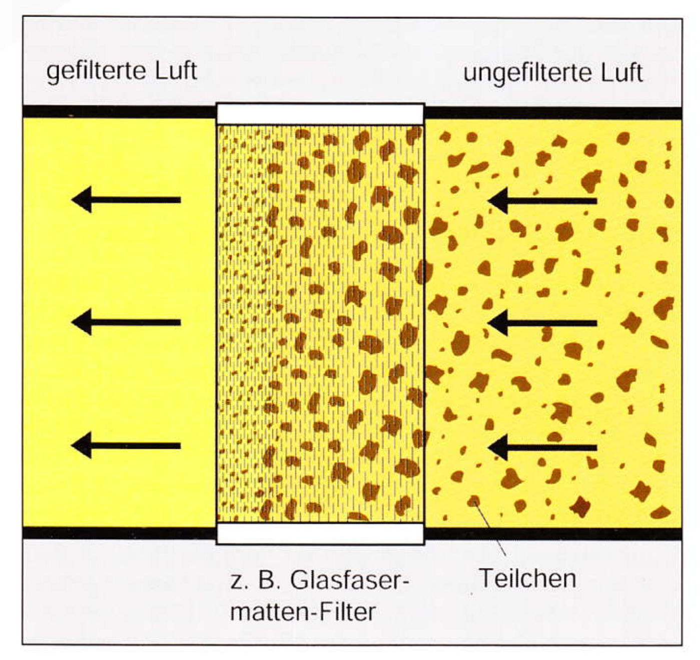


Abb. 7.10: Feinstfilter

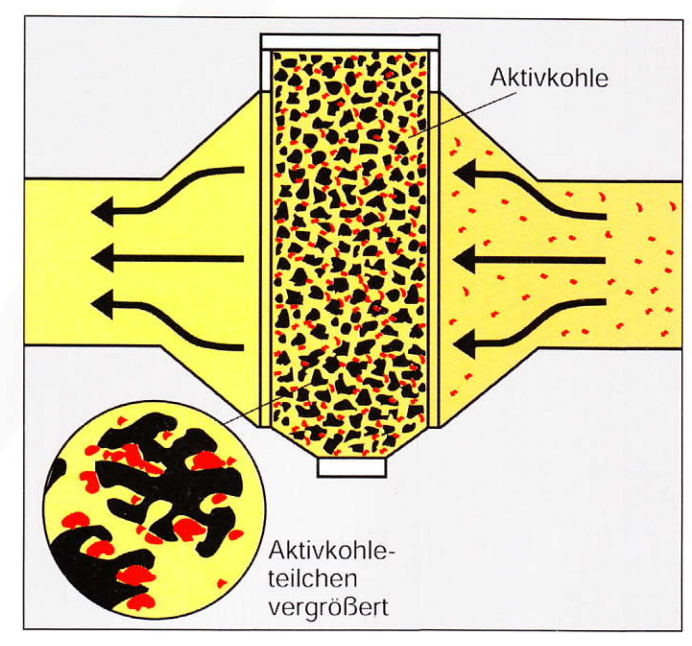


Abb. 7.11: Aktivkohlefilter

Die Aktivkohle-Verzögerungsanlage besteht aus mehreren hintereinander geschalteten, tiefgekühlten Aktivkohlefiltern. Die Gase werden zunächst in der ersten Filterschicht adsorbiert. Im Laufe der Zeit bewegen sie sich durch Austausch langsam durch die Kohlefilterstrecke (Abb. 7.11). Der überwiegende Teil der radioaktiven Substanzen zerfällt innerhalb der Verzögerungsstrecken, z. B. Xenon-133 bei einer Verzögerungszeit von 40 bis 60 Tagen auf 0,1 % der ursprünglichen Aktivität.

Die radioaktiven Gase und leichtflüchtigen Substanzen aus dem Primärkühlkreis können durch Undichtigkeiten der Rohrleitungssysteme in die Gebäude des Kernkraftwerkes gelangen. Die Raumluft kann deshalb ebenfalls radioaktive Substanzen in Form von Gasen und Aerosolen enthalten. Auch sie wird nach weitgehendem Abbau ihrer Aktivität kontrolliert über den Kamin abgeführt.

Für das in Kernkraftwerken anfallende Abwasser gibt es Sammel- und Aufbereitungsanlagen. Zur Beseitigung zu hoher Konzentrationen an radioaktiven Substanzen werden physikalische und chemische Reinigungsverfahren angewandt, z. B. Filtern, Eindampfen, Fällen, Einsatz von Ionenaustauschern. Nach Anwendung dieser Verfahren wird das aufbereitete Wasser zum größten Teil in den Primärkühlkreis zurückgepumpt, während das überschüssige gereinigte Abwasser von Zeit zu Zeit und nach vorheriger mehrfacher Untersuchung zusammen mit dem Kondensatorkühlwasser in den Vorfluter (Fluss) geleitet wird.

7.3.5 Kontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe

Bei der Freisetzung von Radionukliden mit Abluft und Abwasser unterscheidet man zwischen Genehmigungswerten und Abgabewerten. Die Genehmigungswerte legt die Aufsichtsbehörde fest. Sie dürfen auch unter ungünstigen Verhältnissen nicht überschritten werden. Die Genehmigungswerte garantieren, dass die Bevölkerung keiner unzumutbaren Strahlenexposition ausgesetzt ist.

Radionuklidgruppe	Genehmigungswert in Bq/a	Abgabewert in Prozent des Genehmigungswertes
Abluft:		
Edelgase, H-3, C-14	$1{,}48 \cdot 10^{15}$	0,08
Radioaktive Aerosole (ohne I-131)	$1{,}48 \cdot 10^{10}$	0,05
Iod-131	$9{,}6 \cdot 10^{9}$	2,91
Abwasser:		
Tritium	$1{,}85 \cdot 10^{13}$	3,2
Sonstige Radionuklide	$5{,}0 \cdot 10^{10}$	0,02

Tab. 7-1: Genehmigungs- und Abgabewerte eines Siedewasserreaktors (Krümmel, 2002)

Radionuklidgruppe	Genehmigungswert in Bq/a	Abgabewert in Prozent des Genehmigungswertes
Abluft:		
Edelgase	$1 \cdot 10^{15}$	0,17
Radioaktive Aerosole (ohne I-131)	$1 \cdot 10^{10}$	unter Nachweisgrenze
Iod-131	$6 \cdot 10^{9}$	0,04
Abwasser:		
Tritium	$3{,}5 \cdot 10^{13}$	57
Sonstige Radionuklide	$5{,}55 \cdot 10^{10}$	0,01

Tab. 7-2: Genehmigungs- und Abgabewerte eines Druckwasserreaktors (Brokdorf, 2002)

Der Genehmigungswert wird aufgrund von Betriebserfahrungen bei anderen Kernkraftwerken und von Berechnungen für die neue Anlage festgelegt. Die tatsächlichen Abgabewerte, die während des Betriebes ermittelt werden, ergeben meist nur wenige Prozent der Genehmigungswerte.

Welche Mengen radioaktiver Stoffe letztlich an die Umgebung abgegeben werden, ist vom Reaktortyp, der Reaktorleistung und der Betriebsweise abhängig. In Tab. 7-1 und Tab. 7-2 sind die Genehmigungswerte und die tatsächlichen Abgabewerte eines Siedewasserreaktors und eines Druckwasserreaktors einander gegenübergestellt. Die Pfade Abluft und Abwasser sind separat ausgewiesen.

Die gasförmigen und leichtflüchtigen Radionuklide gelangen kontrolliert über den Abluftkamin ins Freie. Welche Radionuklidkonzentration am Boden auftritt, hängt von mehreren Faktoren ab: freigesetzte Menge, Höhe des Abluftkamins, Entfernung zum Kraftwerk, Wetterbedingungen und Art der Ablagerung (trockene oder nasse Ablagerung).

Das Konzentrationsmaximum der Ablagerung auf dem Boden liegt etwa 1 bis 2 km in Hauptwindrichtung vom Kernkraftwerk entfernt. Dort ist auch die Strahlenexposition am größten. Sie darf jedoch die Maximalwerte, die die Strahlenschutzverordnung festlegt, nicht überschreiten.

Abwässer werden in großen Behältern gesammelt und die Gesamtaktivität sowie die Aktivität einzelner Radionuklide bestimmt. Wenn die spezifische Aktivität bestimmte Werte nicht überschreitet, wird der Abfluss freigegeben. Bei Überschreiten der zulässigen Werte schließt sich der Abfluss automatisch. Beim Druckwasserreaktor wird die höhere Tritiumabgabe durch Borsäure verursacht, die dem Kühlmittel des Reaktors zur Langzeitregelung zugesetzt ist. Tritium entsteht dabei über folgende Reaktionen:

$$^{10}_{5}B\ (n, 2\alpha)\ ^{3}_{1}H$$ (mit schnellen Neutronen)

$$^{10}_{5}B\ (n, \alpha)\ ^{7}_{3}Li$$

$$^{7}_{3}Li\ (n, \alpha{+}n)\ ^{3}_{1}H$$

(mit thermischen Neutronen)

Die Radionuklidkonzentration, die im Flusswasser auftritt, ist von der abgegebenen Radionuklidmenge, der Wasserführung des Flusses, der Fließgeschwindigkeit sowie von Sedimentationsvorgängen abhängig.

7.4 Druckdifferenz als Sicherheitsbarriere

Bei der großen Anzahl von Brennstäben treten vereinzelt Undichtigkeiten auf. Man geht heute davon aus, dass jeder 100 000ste Brennstab feinste Haarrisse oder Poren aufweist, durch die vor allem gasförmige und leicht flüchtige Radionuklide in das umgebende Wasser gelangen. Das Kühlmittel und die in ihm vorhandenen Stoffe werden durch die Neutronenstrahlung z. T. aktiviert und dadurch radioaktiv. Auf diese Weise entstehen z. B. Fe-59 und Co-60.

Durch kleinste Undichtigkeiten an verschiedenen Stellen des Kühlmittelkreises (z. B. bei Dichtungen von Pumpen, Ventilen oder von Durchführungen der Turbinenwelle) treten geringe Mengen radioaktiver Stoffe aus und befinden sich dann im Reaktorgebäude.

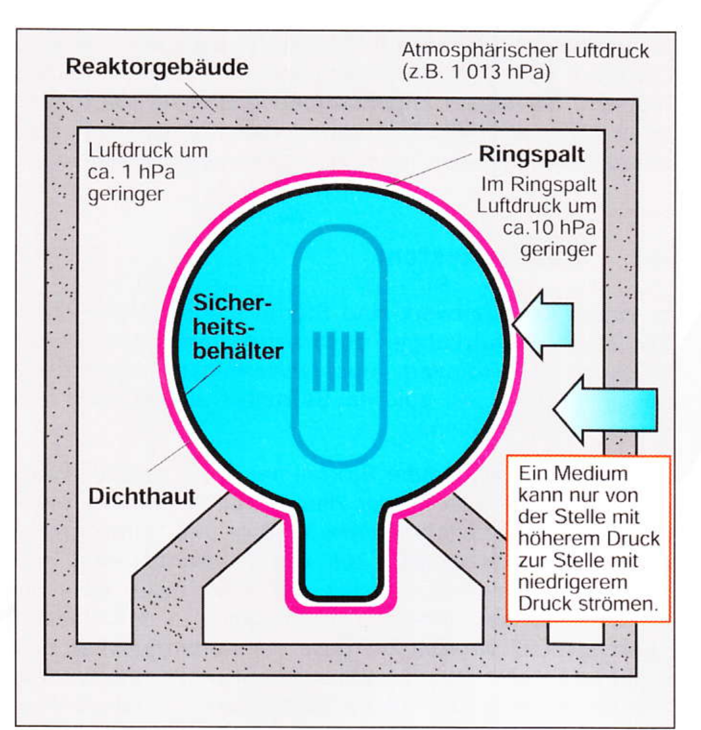


Abb. 7.12: Unterdruck im Reaktorgebäude und Ringspalt

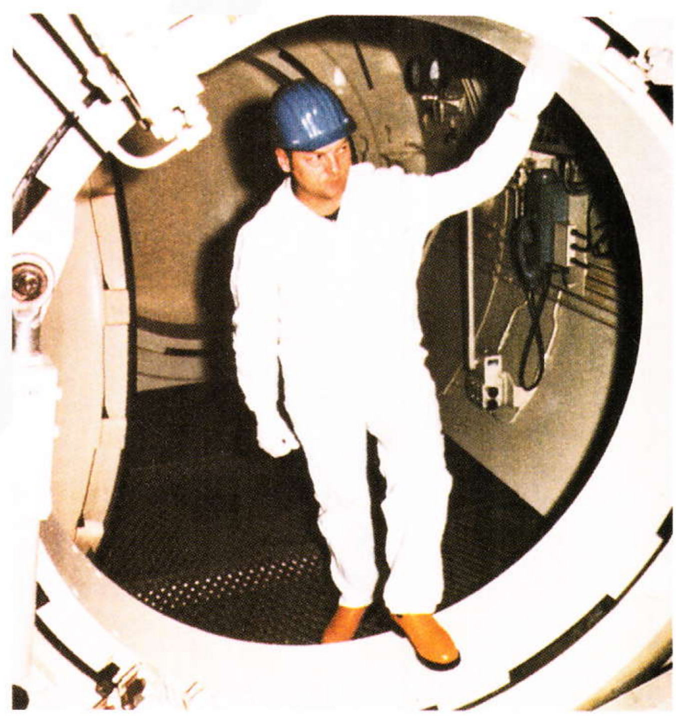


Abb. 7.13: Personenschleuse in einem Kernkraftwerk



7.4.1 Unterdruckzonen

Damit die Spalt- und Aktivierungsprodukte das Reaktorgebäude auf keinen Fall unkontrolliert verlassen, werden verschiedene Unterdruckzonen eingerichtet (Abb. 7.12). Da Luft immer von der Stelle mit höherem Druck zur Stelle mit niedrigerem Druck strömt, kann erreicht werden, dass bei normalem Betrieb Luft immer nur von weniger aktiven zu stärker aktiven Räumen strömt (also von außen nach innen).

Der Luftdruck im Reaktorgebäude ist etwa 1 hPa (1 mbar) geringer als außerhalb des Gebäudes. In dem häufig vorhandenen Ringspalt zwischen Sicherheitsbehälter und Dichthaut herrscht ein um 10 hPa (10 mbar) geringerer Druck. Im Sicherheitsbehälter selbst schwankt der Druck in Abhängigkeit von verschiedenen Betriebsbedingungen.

Radioaktive Stoffe, die sich im Reaktorgebäude befinden, gelangen mit der Luft in die Unterdruckzonen bzw. die Absaugvorrichtungen. Dort können sie kontrolliert weiterbehandelt werden. Bei Störungen in der Reaktoranlage wird die Luft aus den Unterdruckzonen in den Sicherheitsbehälter zurückgepumpt.

7.4.2 Personenschleuse

Für das Begehen des Sicherheitsbehälters und das Ein- und Ausbringen von Betriebsmaterial sind besondere Personen- und Materialschleusen vorgesehen (Abb. 7.13). Die Schleusen garantieren, dass beim Betrieb des Reaktors keine direkten Verbindungen zwischen dem Innenraum des Sicherheitsbehälters und den äußeren Räumen der Anlage bestehen. Die Tore der Schleusen sind dicht abschließend und halten den bei einer möglichen Störung auftretenden maximalen Druckbelastungen stand. Die Schleusen stellen darüber hinaus sicher, dass die Unterdruckzonen auch beim Begehen des Sicherheitsbehälters aufrecht erhalten bleiben. Beim Betrieb der Schleuse findet zunächst ein Druckausgleich zwischen dem Inneren der Schleuse und der Umgebung statt, von der aus eine Person die Schleuse betreten will. Dann wird eine der Türen geöffnet.

7.4.3 Wellendichtung und Sperrmedium

Bei einem Siedewasserreaktor wird der im Reaktor erzeugte Dampf, der immer auch Radionuklide enthält, direkt der Turbine zugeführt. Die aus dem Turbinengehäuse heraustretende Welle muss deshalb an der Durchführungsstelle besonders abgedichtet sein, damit der radioaktive Dampf nicht in die Maschinenhalle entweichen kann. Unabhängig von der jeweiligen Praxis wird hier folgende Konstruktion beschrieben (Abb. 7.14):

Eine erste Abdichtung wird erreicht, indem der Raum um die Welle in seiner Längsrichtung in mehrere kleine Kammern unterteilt wird, in denen sich Spezialdichtungen befinden. Die vollständige Abdichtung geschieht durch die Zuführung eines Sperrmediums (Dampf oder eine Flüssigkeit) in die einzelnen Kammern oder durch Absaugen der Kammern. Beide Verfahren lassen sich auch, wie die Abbildung zeigt, miteinander kombinieren. Der Druck des Sperrmediums ist dabei höher als der Druck des Dampfes in der Turbine. Ein Entweichen des Kühlmittels wird dadurch verhindert. Auch das Sperrmedium kann nicht austreten, da weiter außerhalb eine weitere Kammer liegt, die fortlaufend abgesaugt wird (Unterdruck).

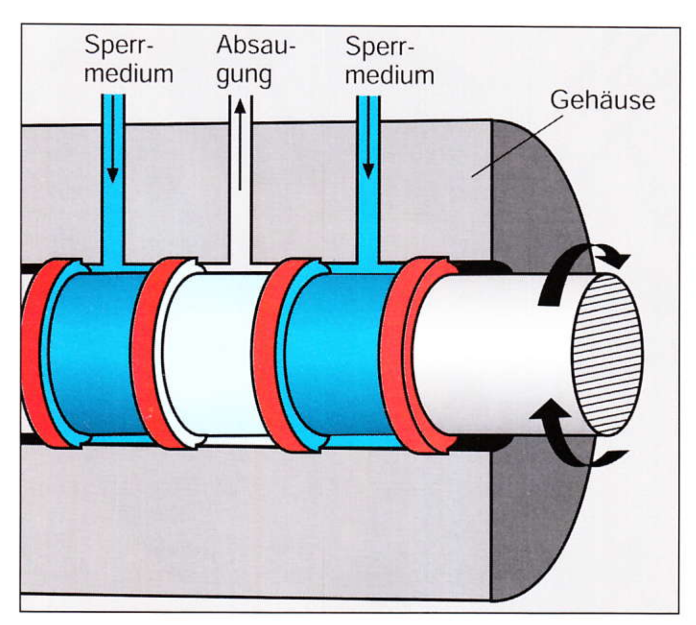


Abb. 7.14: Wellendichtung mit Sperrmedium (Gehäuse aufgeschnitten)

7.4.4 Kondensator

Unterdruckzonen treten auch bei einem Kondensator auf, in dem über einen Wärmetauscher Energie an die Umgebung abgegeben wird (Abb. 7.15). Das Kühlwasser, das beispielsweise einem Fluss entnommen wird, steht unter einem Druck > 1 000 hPa (> 1 000 mbar), während im Kondensator ein Unterdruck von nur 40 hPa (40 mbar) herrscht. Bei einem angenommenen Riss im Wärmetauscher kann zwar Flusswasser in den Kondensator, aber niemals radioaktiver Dampf in das Flusswasser gelangen.

7.5 Notkühlsystem

In einem Kernkraftwerk sind Störfälle und Defekte denkbar, deren Auswirkungen noch sicher beherrscht werden müssen. Das Kraftwerk muss sicherheitstechnisch dafür ausgelegt sein. Bei solchen Störfällen spricht man von Auslegungsstörfällen.

Als ein schwerwiegender Störfall bei einem Leichtwasserreaktor gilt der Bruch einer Hauptkühlmittelleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters. Wasser und Dampf treten dann aus der Bruchstelle aus. Der Druckabfall wird vom Reaktorschutzsystem erkannt und führt dazu, dass die Steuer- und Abschaltstäbe automatisch in den Reaktor „geschossen" werden, so dass die Kettenreaktion zum Erliegen kommt. Durch redundante Schnellschlussventile werden die aus dem Sicherheitsbehälter herausführenden Dampfleitungen abgesperrt. Für diesen Zweck sind mehrere Ventile in Reihe angeordnet, damit beim Versagen von einem oder von zwei Ventilen das dritte Absperrventil die jeweilige Leitung sicher schließt (Abb. 7.16). Die Auswirkungen des Störfalls bleiben so auf den Sicherheitsbehälter beschränkt. Gleichzeitig ist der Reaktor nun

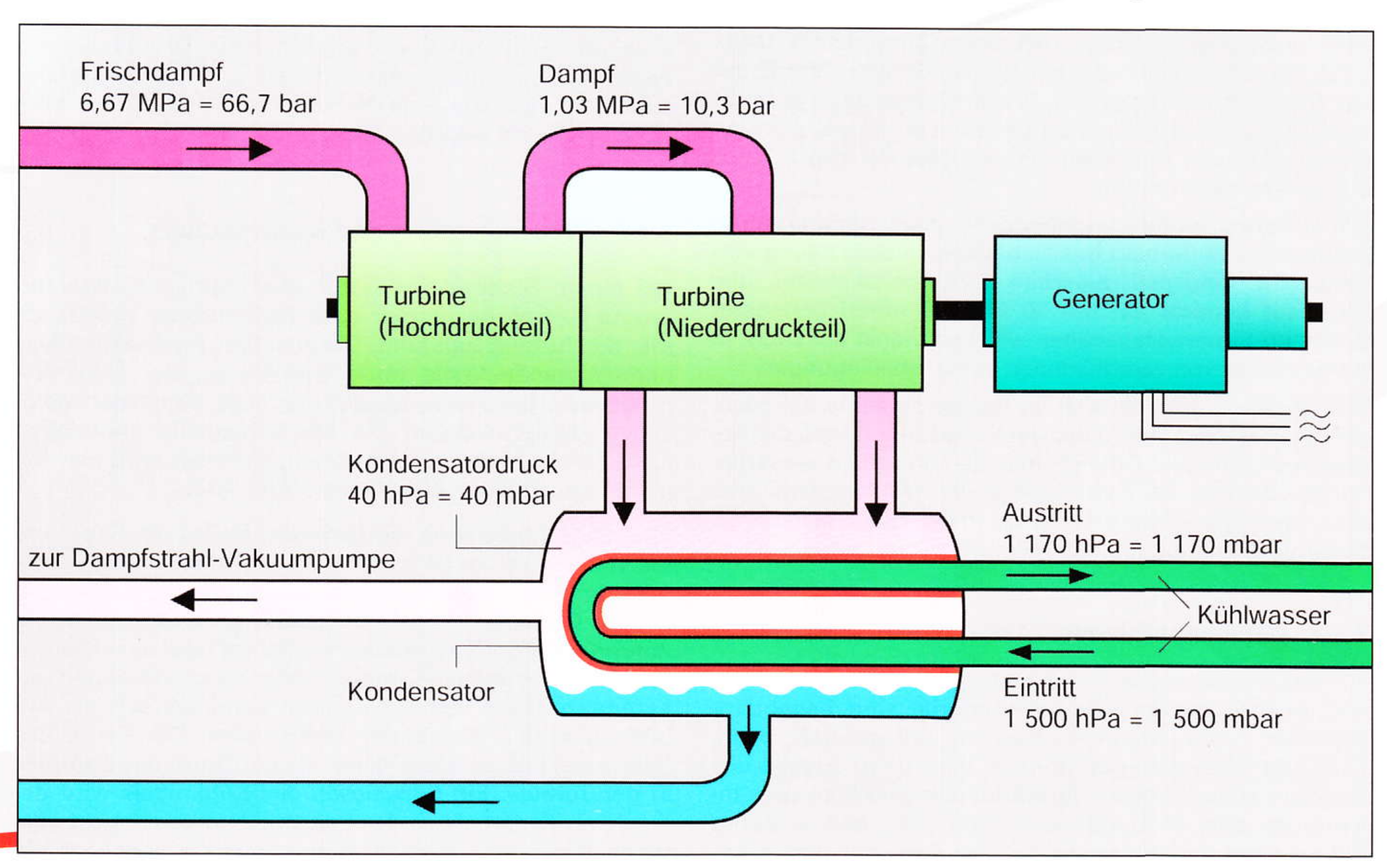


Abb. 7.15: Beispiel für die Druckverhältnisse in Turbine und Kondensator

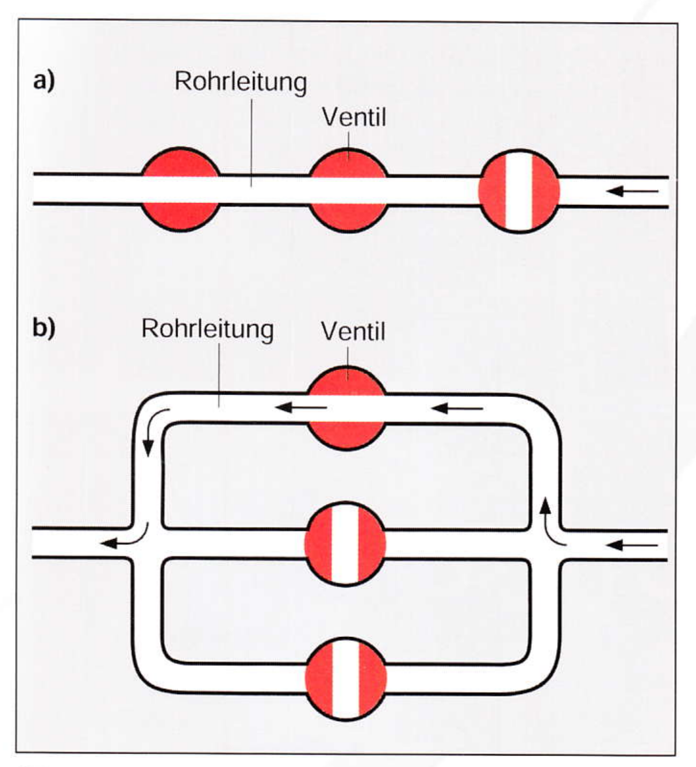


Abb. 7.16: Redundanz in der Schließfunktion a) und in der Öffnungsfunktion b)

aber von dem Kühlkreis über Turbine und Kondensator abgetrennt.

Bei Druckwasserreaktoren wird ein Volldrucksicherheitsbehälter verwendet. Er hält dem Druck stand, der beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels entsteht. Bei Siedewasserreaktoren verwendet man dagegen einen Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem. Austretender Dampf wird über Rohrleitungen in Wasserbecken geleitet, wo er kondensiert. Im Sicherheitsbehälter steigt der Dampfdruck deshalb nur geringfügig an. Der Behälter kann für einen niedrigeren Druck ausgelegt sein, als er sich beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels ergeben würde. In einem Siedewasserreaktor ist die Kondensationskammer ringförmig um das Reaktordruckgefäß angelegt. Sie ist teilweise mit Wasser gefüllt, in das eine Vielzahl von Rohren hineinragt.

Die entscheidende sicherheitstechnische Maßnahme besteht nun darin, die Nachzerfallswärme abzuführen, damit sich die Brennstäbe nicht überhitzen und dadurch möglicherweise zerstört werden. Das Reaktorsicherheitssystem sieht dafür Notkühlsysteme vor. Sie bestehen im Prinzip aus drei Komponenten:

- Es sind ausreichende Wasservorräte sowohl innerhalb als auch außerhalb des Sicherheitsbehälters vorhanden. Mit Hilfe von Rohrleitungen, Pumpen und Ventilen wird das Wasser in den Reaktordruckbehälter gepumpt.
- Wasser, das aus der Bruchstelle austritt und in den so genannten Sumpf des Sicherheitsbehälters gelangt, wird in das Reaktordruckgefäß oder eines der Wasserreservoirs zurückgepumpt. Dadurch entstehen Notkühlkreisläufe.
- Die Nachzerfallswärme, die das Wasser aufnimmt, kann über einen Wärmetauscher an die Umgebung abgeführt werden. Dadurch ist eine langfristige Kühlung des Reaktors möglich.

Die Notkühlsysteme sind mindestens vierfach vorhanden. Jedes einzelne System besitzt mehrere parallel angeordnete Pumpen bzw. Ventile. Auch die Stromversorgung ist mehrfach sichergestellt. Ein Leitungsstrang mit nur einer Pumpe reicht bereits aus, um die sichere Abfuhr der Nachzerfallswärme zu gewährleisten. Die Wahrscheinlichkeit, dass alle Notkühlsysteme mit redundant angeordneten Pumpen gleichzeitig ausfallen, ist theoretisch extrem gering, praktisch nahezu Null. Die Notkühlungen laufen automatisch, d. h. unabhängig vom Betriebspersonal, an. Zur weiteren Erhöhung der Sicherheit können zusätzliche Notkühlsysteme auch von Hand in Betrieb gesetzt werden.

Die Notkühlsysteme für einen Siedewasser- und einen Druckwasserreaktor sind in den Abb. 7.17 und Abb. 7.18 in stark vereinfachter Form dargestellt. Anlagenteile und Komponenten sind nur einfach eingezeichnet worden, um die Übersichtlichkeit der Abbildungen zu erhalten.

7.6 Hypothetische Unfälle

Obwohl bei den in der Bundesrepublik Deutschland gebauten Leichtwasserreaktoren ein gleichzeitiges Versagen aller Notkühlsysteme praktisch ausgeschlossen werden kann, besteht theoretisch dennoch die Möglichkeit für den Eintritt eines solchen Ereignisses. Hundertprozentige Sicherheit ist nämlich bei keinem technischen System zu erreichen. Aber auch bei einem Unfall lässt sich eine Freisetzung größerer Spaltproduktmengen verhindern. Dabei ist von entscheidender Bedeutung, dass die Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters erhalten bleibt, d. h. der Sicherheitsbehälter nicht durch Überdruck zerstört wird.

Ein Druckaufbau im Sicherheitsbehälter über den Auslegungsdruck hinaus (bei Siedewasserreaktoren etwa 3,5 bar) wäre möglich, wenn die Nachzerfallswärme nicht aus dem Sicherheitsbehälter nach draußen abgeführt werden kann oder wenn die Wassereinspeisung aller Notkühlsysteme versagt. Im letztgenannten Fall käme es nicht nur zu einem Anstieg des Dampfdruckes, sondern auch zur Entstehung von Wasserstoff aufgrund einer chemischen Reaktion zwischen schmelzendem Hüllrohrmetall und Wasser. Der Druck würde verstärkt, wenn es zu einer Verbrennung des Wasserstoffs mit dem Sauerstoff der Atomsphäre käme. Um den Sicherheitsbehälter vor einem Überdruckversagen zu schützen, müssen also eine Verbrennung des entstandenen Wasserstoffs verhindert und die Möglichkeit zu einer Druckentlastung geschaffen werden. Im Kernkraftwerk Krümmel (Siedewasserreaktor) sind dafür eine Stickstofffüllung und eine gefilterte Druckentlastung vorgesehen (Abb. 7.19).

Wasserstoff kann nur verbrennen, wenn Sauerstoff zugegen ist. Der Sauerstoffgehalt im Sicherheitsbehälter wird

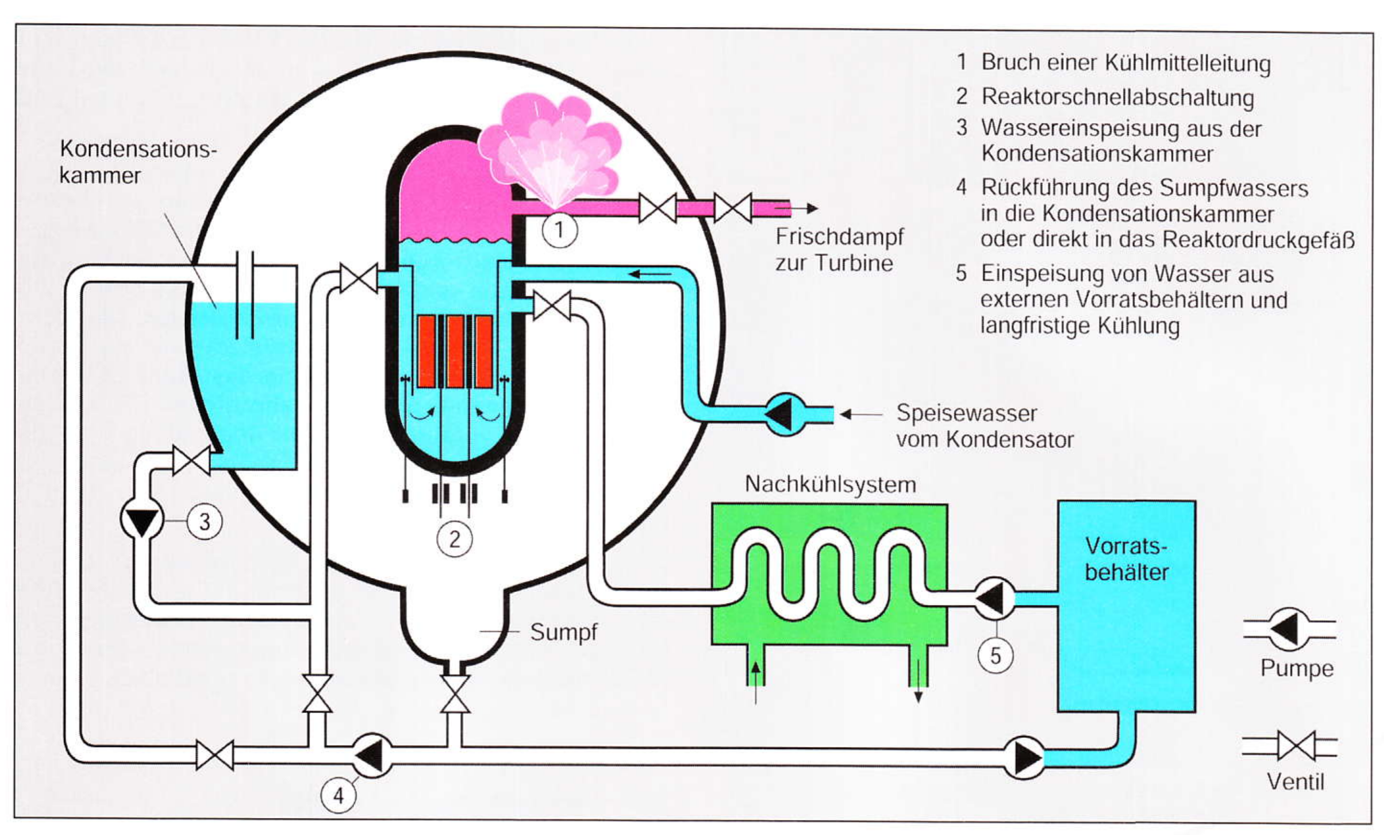


Abb. 7.17: Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Siedewasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

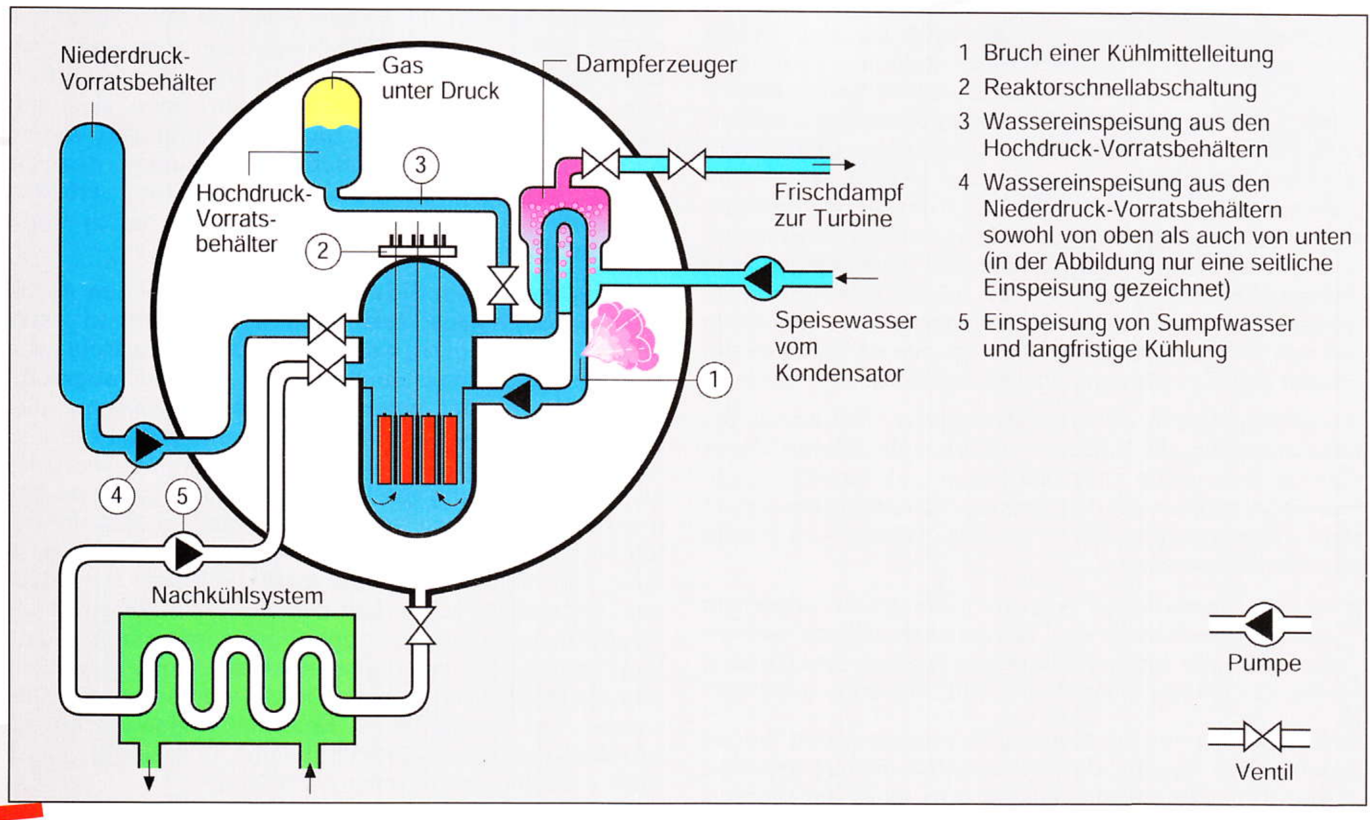


Abb. 7.18: Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Druckwasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

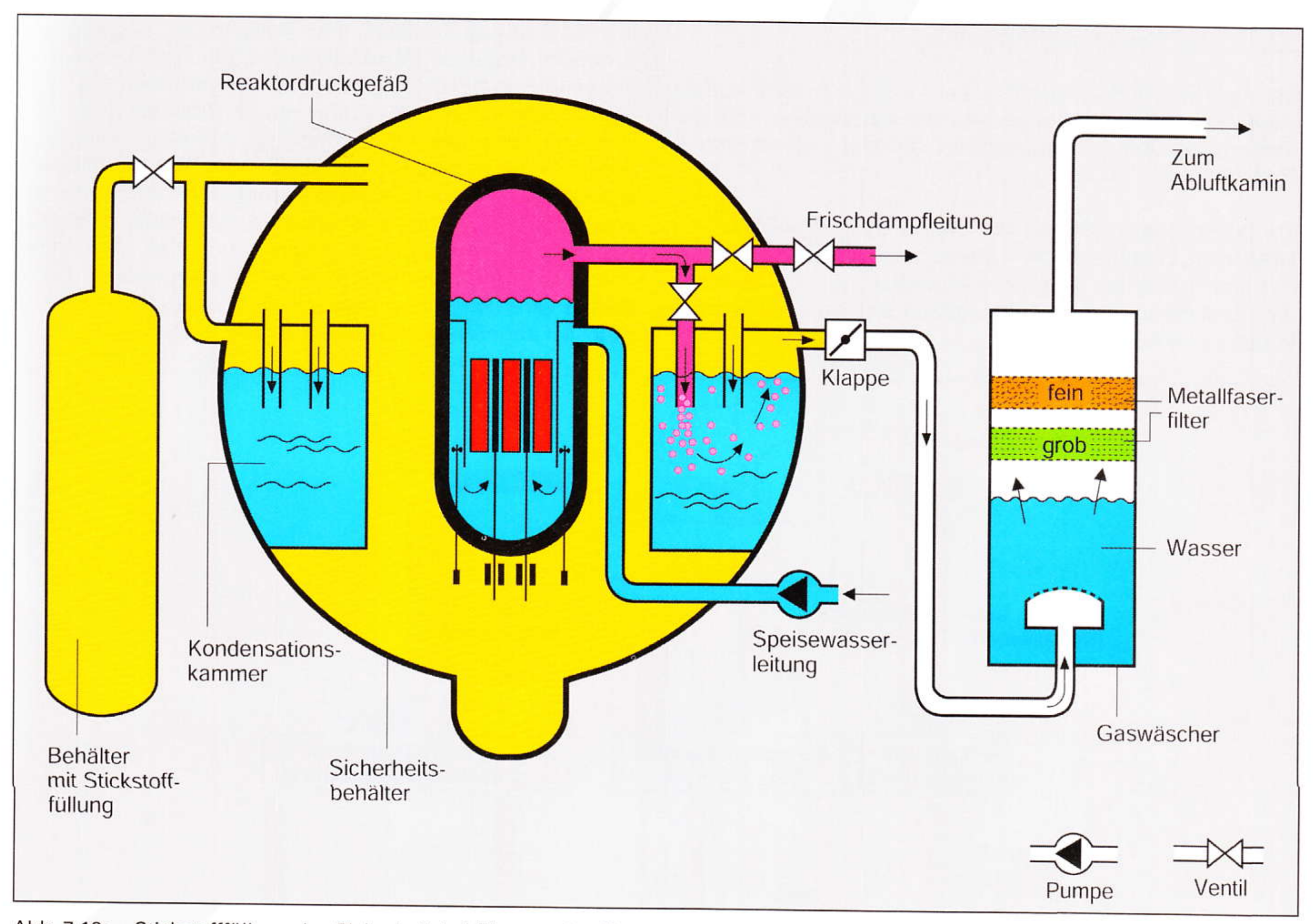


Abb. 7.19: Stickstofffüllung des Sicherheitsbehälters und gefilterte Druckentlastung

deshalb während des normalen Kraftwerkbetriebes von 20 % auf < 5 % verringert. Ein Verbrennungsvorgang, gleich welcher Art, ist dann nicht mehr möglich. Bei Arbeiten im Sicherheitsbehälter beseitigt man den erhöhten Stickstoffanteil wieder, so dass der Behälter gefahrlos betreten werden kann.

Durch Absaugen des Dampf-Gas-Gemisches, das bei einem solchen Störfall anfiele, ließe sich der Druck im Sicherheitsbehälter verringern. Das geschieht automatisch beim Überschreiten des Auslegungsdruckes. Der Entlastungs-Gasstrom würde dann über Aerosolfilter geleitet und dadurch von radioaktiven Stoffen weitestgehend gereinigt. Das wird durch eine Gaswäsche und nachgeschaltete Feinstfilter erreicht. Nach der Reinigung kann der Gasstrom über den Abluftkamin kontrolliert an die Umgebung abgegeben werden.

Bei gleichzeitigem Ausfall aller Notkühlsysteme käme es nicht nur zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter, sondern auch zu einem Temperaturanstieg im Reaktorkern. Nach kurzer Zeit wäre die Schmelztemperatur der Brennelementhüllrohre erreicht (ca. 1 900 °C). Der geschmolzene Reaktorkern befände sich dann im unteren Teil des Reaktordruckbehälters, wo er sich bis auf 2 400 °C aufheizen könnte. Da Stahl bereits bei 1 700 °C schmilzt, würde – wenn keines der ausgefallenen Notkühlsysteme wieder aktiviert werden könnte – der Boden des Reaktordruckbehälters durchschmelzen. Anschließend könnte es auch zum Schmelzen des Betons kommen (Schmelztemperatur ca. 1 400 °C). Je mehr Beton aber geschmolzen würde, desto niedriger läge die Temperatur der Schmelze, da sich nun die Nachzerfallswärme auf eine größere Masse mit größerer Oberfläche verteilte. Man geht deshalb davon aus, dass nach etwa 3 Stunden die Temperatur der Schmelze auf 1 500 °C abgesunken wäre. Unter der Annahme, dass auf Dauer keines der vier Notkühlsysteme erneut in Betrieb gesetzt werden könnte und die Schmelze sich selbst überlassen wäre, würde es Monate dauern, bis das 5 m starke Betonfundament zerstört wäre. Wahrscheinlich käme es aber zum Erstarren der Schmelze im Fundament.

Nach der deutschen Risikostudie können Kernschmelzunfälle einmal in 10 000 Reaktorbetriebsjahren vorkommen. Nur bei 1 % dieser Ereignisse (also einmal in 1 Million Reaktorbetriebsjahren) müsste dabei mit Todesfällen gerechnet werden. Das aus Kernschmelzunfällen resultierende Risiko ist also extrem klein. Trotzdem ist man im Rahmen der Sicherheitsforschung bemüht, weitere Kenntnisse über solche hypothetischen Störfälle zu erhalten (Simulationsexperimente) und das Reaktorschutzsystem weiter zu verbessern.

8 Der Brennstoffkreislauf – die Ver- und Entsorgung eines Kernkraftwerkes

8.1 Der Brennstoffkreislauf

Mit dem Begriff Brennstoffkreislauf werden zusammenfassend alle Arbeitsschritte und Prozesse bezeichnet, die der Versorgung und Entsorgung von Kernkraftwerken dienen (Abb. 8.1).

Zur Versorgung gehören die Suche und der Abbau von Uranerzen (Tagebau oder Untertagebau), die Gewinnung des Urans aus den Erzen, die Anreicherung von Uran-235, die Herstellung von Brennelementen und ihre Anlieferung in den Kernkraftwerken.

Die Entsorgung umfasst den Abtransport abgebrannter Brennelemente aus Kernkraftwerken, die Trennung wieder verwertbaren Spaltstoffs von nicht verwertbaren radioaktiven Abfällen, die Herstellung neuer Brennelemente aus den zurückgewonnenen Spaltstoffen, die Verpackung bzw. den sicheren Einschluss der Abfälle und ihre Endlagerung sowie alle dafür notwendigen Transporte. Alternativ zur Trennung des wieder verwertbaren Spaltstoffs von nicht verwertbaren radioaktiven Abfällen und der Herstellung neuer Brennelemente aus den zurückgewonnenen Spaltstoffen wird der Entsorgungsweg über die direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente eingeführt.

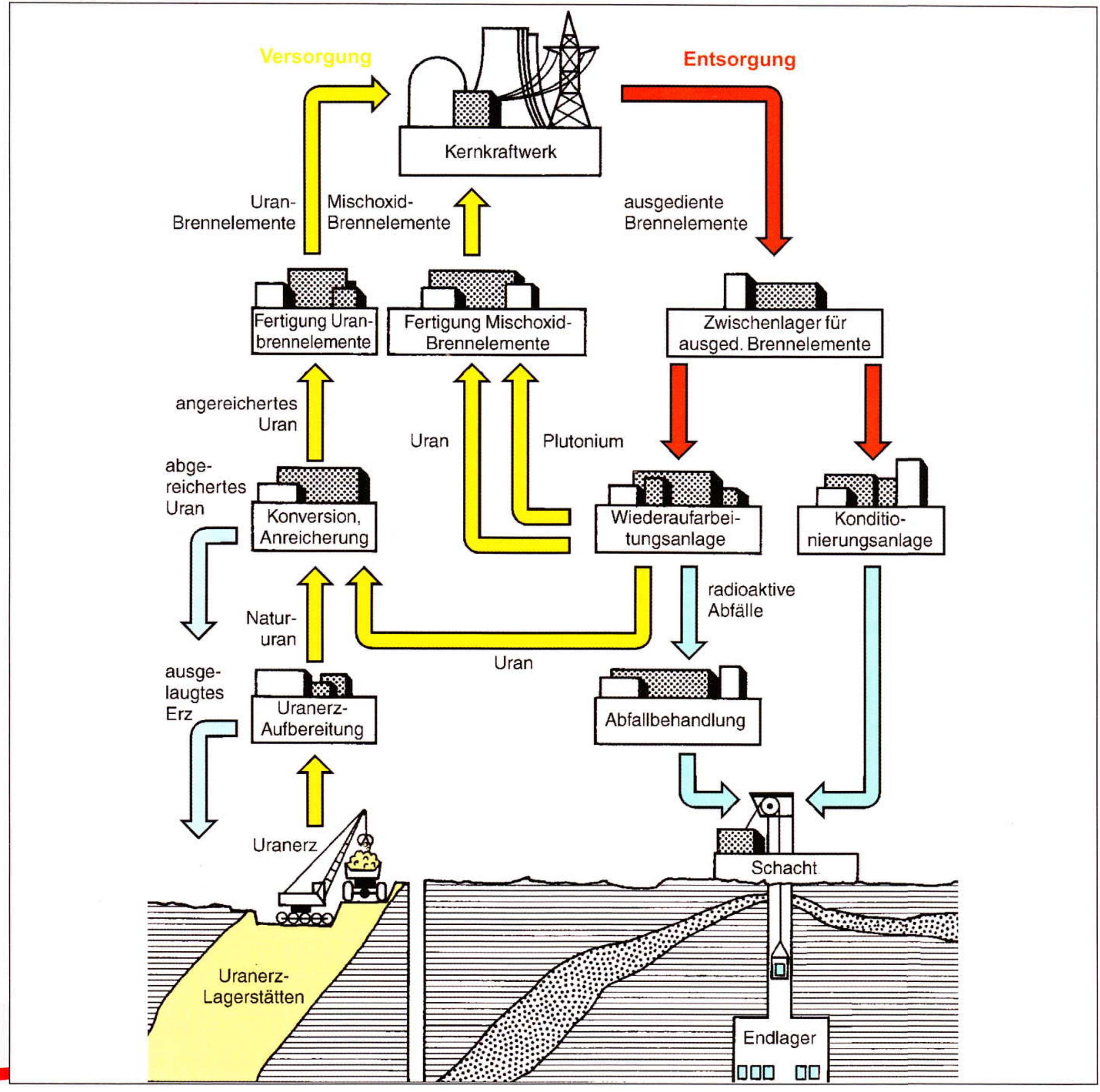


Abb. 8.1: Brennstoffkreislauf bei Leichtwasserreaktoren